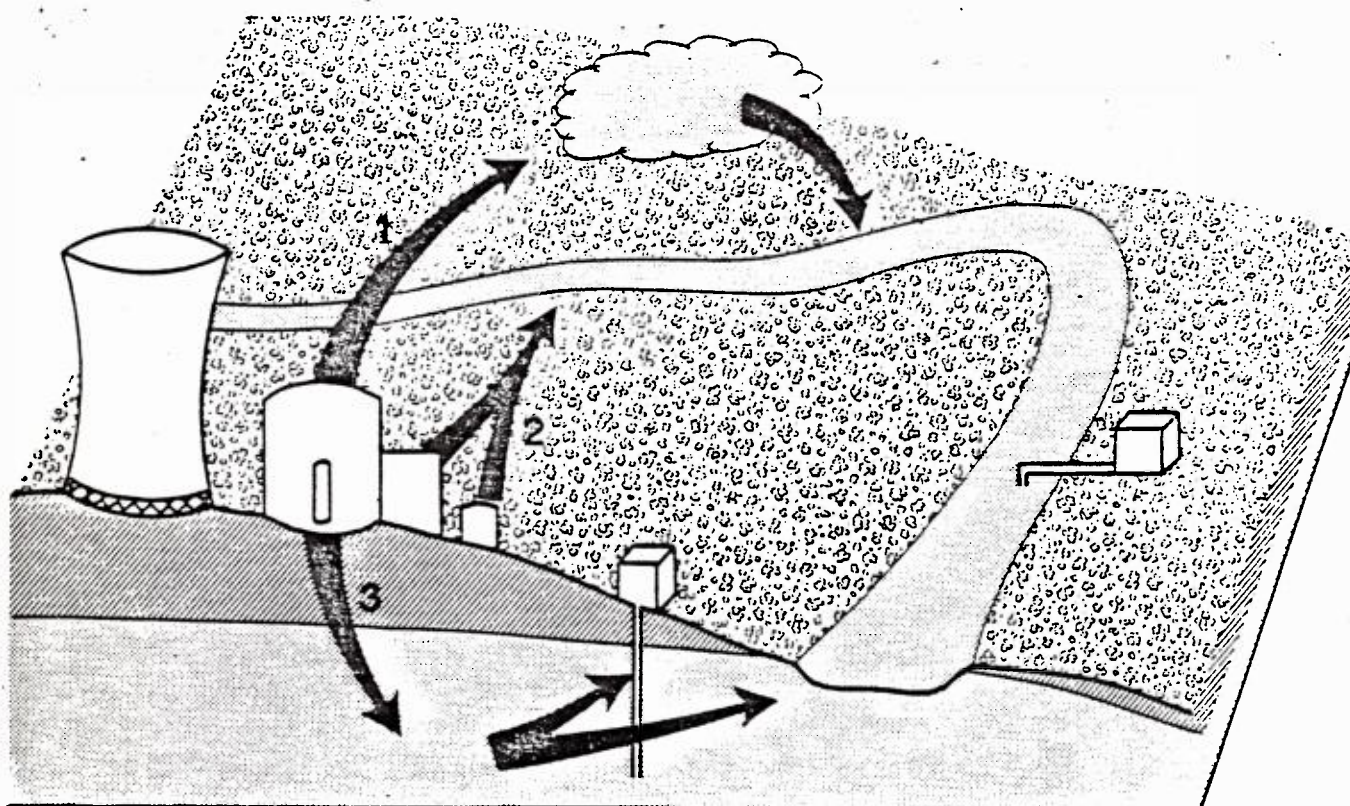


ETUDE DE L'IMPACT D'UN ACCIDENT NUCLEAIRE MAJEUR A LA CENTRALE DE NOGENT/SEINE SUR L'ALIMENTATION EN EAU POTABLE DANS L'AGGLOMERATION PARISIENNE



PRESENTATION GENERALE ET SYNTHESE

AGENCE FINANCIERE DE BASSIN
SEINE-NORMANDIE

51 rue Salvador Allendé
92027 NANTERRE

ETUDE DE L'IMPACT D'UN ACCIDENT NUCLEAIRE MAJEUR
A LA CENTRALE DE NOGENT/SEINE SUR L'ALIMENTATION
EN EAU POTABLE DANS L'AGGLOMERATION PARISIENNE

PRESENTATION GENERALE
ET SYNTHESE

Luc ALLARD
Yvan RETKOWSKY

Janvier 1985

SOMMAIRE

	<u>Pages</u>
INTRODUCTION	1
1 - <u>PRESENTATION DE LA DEMARCHE SUIVIE PAR L'AGENCE ET LES DISTRIBUTEURS D'EAU</u>	3
1.1 - Motivations	3
1.2 - Précisions concernant la réalisation de l'objectif fixé	4
1.2.1 - Définition de l'accident maximal crédible et du terme - source associé	4
1.2.2 - Identification des principaux scénarios d'accident pouvant affecter l'alimentation en eau potable	5
1.2.3 - Rappel des critères définissant le niveau de radioac- tivité acceptable dans une eau de consommation publique	7
1.2.4 - Elaboration de modèles de transfert de radioactivité spécifiques au site de NOGENT SUR SEINE	9
1.2.5 - Champ d'application de l'étude	10
2 - <u>EVALUATION DE L'IMPACT SUR L'ALIMENTATION EN EAU POTABLE D'UN ACCIDENT NUCLEAIRE MAJEUR</u>	10
2.1 - Préétude météorologique	12
2.1.1 - Présentation des conditions météorologiques locales et régionales	12
2.1.2 - Sélection de scénarios climatiques caractéristiques	15
2.2 - Etude de la dispersion du nuage et du dépôt au sol	20
2.3 - Evaluation du lessivage des sols contaminés, du dépôt direct en rivière et du transfert de la radioactivité jusqu'aux prises d'eau potable	21

.../...

2.3.1 - Présentation de la méthodologie	24
2.3.1.1 - Mode de calcul des quantité déposées	24
2.3.1.2 - Evaluation du lessivage des sols	27
2.3.1.3 - Hydrologie	27
2.3.2 - Résultats	30
<u>CONCLUSION GENERALE</u>	34
<u>BIBLIOGRAPHIE</u>	36
<u>ANNEXE 1 : SYNTHESE BIBLIOGRAPHIQUE SUR LE RISQUE D'ACCIDENT DANS LES CENTRALES NUCLEAIRES</u>	38
1 - <u>PRINCIPES ET DISPOSITIFS DE SURETE DANS LES CENTRALES PWR</u>	38
2 - <u>NOTIONS D'ACCIDENTS HORS DIMENSIONNEMENT</u>	40
2.1 - Evénements internes et externes	40
2.2 - Critères de dimensionnement des centrales nucléaires	40
2.3 - Typologie des configurations d'incidents et d'accidents	41
2.3.1 - Généralités	41
2.3.2 - Présentation des travaux de référence de l'USNRC	42
2.3.2.1 - Le rapport Wash 1400	42
2.3.2.2 - Travaux récents de l'USNRC	44
2.3.3.3 - Présentation rapport OCDE	45
3 - <u>EVALUATION DU TERME-SOURCE DES ACCIDENTS HYPOTHETIQUES</u> ...	45
3.1 - Généralités	45
3.2 - Présentation de quelques terme-sources	47

4 - <u>REMARQUES CONCERNANT LES DELAIS ENTRE ACCIDENTS, REJETS ET CONTAMINATION, ET L'EVALUATION DU PERIMETRE DE CONTAMINATION RESULTANT D'UN REJET ATMOSPHERIQUE</u>	54
---	----

4.1 - Délai

4.2 - Evaluation du périmètre de contamination

<u>CONCLUSION</u>	55
-------------------------	----

<u>BIBLIOGRAPHIE</u>	56
----------------------------	----

LISTE DES FIGURES

pages

TEXTE PRINCIPAL

Figure 1	: Localisation des usines de production d'eau potable dans l'Agglomération Parisienne	2
Figure 2	: Présentation des voies de rejet et contamination des prises d'eau potable	6
Figure 3	: Situation des centrales de NOGENT, DAMPIERRE et BELLEVILLE	11
Figure 4	: Distribution des vents à la station de ROMILLY/SEINE	13
Figure 5	: Distribution des vents autour de la centrale de NOGENT	14
Figure 6	: Présentation de 3 scénarios climatiques	17
Figure 7	: Courbes d'isodéposition correspondant aux deux premiers scénarios climatiques	22
Figure 8	: Courbes d'isodéposition correspondant au troisième scénario climatique	23
Figure 9	: Scénario 2 ; mode de découpage des secteurs de dépôt	25
Figure 10	: Scénario 1 ; mode de découpage des secteurs de dépôt	25
Figure 11	: Scénario 3 ; mode de découpage des secteurs de dépôt	26

ANNEXE I

LISTE DES TABLEAUX

Pages

TABEAU N°1 : Caractéristiques de quelques radionucléides	8
TABEAU N°2 : Fréquence d'apparition de quelques directions de vents pour des conditions de force de vent et de stabilité climatique données	18
TABEAU N°3 : Principales situations météorologiques liées aux aspects les plus typiques du temps sur le bassin de la Seine	19
TABEAU N°4 : Hypothèses hydrologiques prises en compte dans le calcul	29
TABEAU N°5 : Délais pour différents scénarios entre l'émission du nuage radioactif et la contamination des prises d'eau	31

ANNEXE I

TABEAU N°1 : Inventaire de 54 radionucléides pour un réacteur de 2550 MWth	48
TABEAU N°2 : Inventaire de 54 radionucléides pour un réacteur de 3200 MWth	49
TABEAU N°3 : Catégories de rejet accidentel d'une centrale PWR, selon Wash - 1400	50
TABEAU N°4 : Terme - sources en situations d'accident	51
TABEAU N°5 : Caractéristiques des rejets accidentels BMR	52
TABEAU N°6 : Terme - sources associés à différents scénarios concevables d'accidents majeurs	53

Le projet de construction d'une centrale électro-nucléaire sur la Seine à l'amont de PARIS a amené les distributeurs d'eau et l'Agence de Bassin à s'interroger sur les impacts éventuels de cet ouvrage sur l'alimentation en eau potable de l'Agglomération Parisienne. En effet, la Seine représente par les seules prises d'eau superficielles la moitié des ressources en eau alimentant les usines de potabilisation de l'Agglomération. La figure 1 illustre clairement l'importance et la localisation de ces prises d'eau.

Un groupe de travail distributeurs d'eau - Agence de Bassin, créé à cette occasion en 1983 a orienté les réflexions dans les sept directions suivantes :

- Thème 1 : Suivi du milieu naturel et des prises d'eau potable
- Thème 2 : Implantation de dispositifs d'alerte à la radioactivité en rivière à l'amont des prises d'eau potable
- Thème 3 : Etude de la traitabilité des radioéléments dans les filières de potabilisation
- Thème 4 : Synthèse radioécologique des rivières nourricières de l'Agglomération Parisienne
- Thème 5 : Evaluation des risques au niveau des prises d'eau potable, associés aux scénarios d'incidents et d'accidents élaborés par les services de sûreté nucléaire
- Thème 6 : Impact du réchauffement des eaux sur les populations algales et la qualité physicochimique de la Seine aux prises d'eau
- Thème 7 : Prévention des pollutions accidentelles classiques (sécurité des stockages et des manipulations de produits "toxiques" non radioactifs.

Ce programme d'étude est largement détaillé dans différents documents d'avancement publiés récemment (1).

Parmi ces sept thèmes, les thèmes 2 et 5 concernent plus spécialement les situations d'accidents.

L'alerte, d'une part, consiste à mettre en place des appareillages et des procédures d'échange rapide d'informations permettant aux distributeurs d'eau de prendre en temps voulu les dispositions préventives et alternatives qui s'imposent. En l'occurrence, trois configurations complémentaires ont été retenues dont le choix, fixé après consultation des services officiels compétents (SCPRI*, SCSIN**), repose à la fois sur des considérations techniques et psychologiques :

-
- (*) . Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants.
 - (**) . Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires.

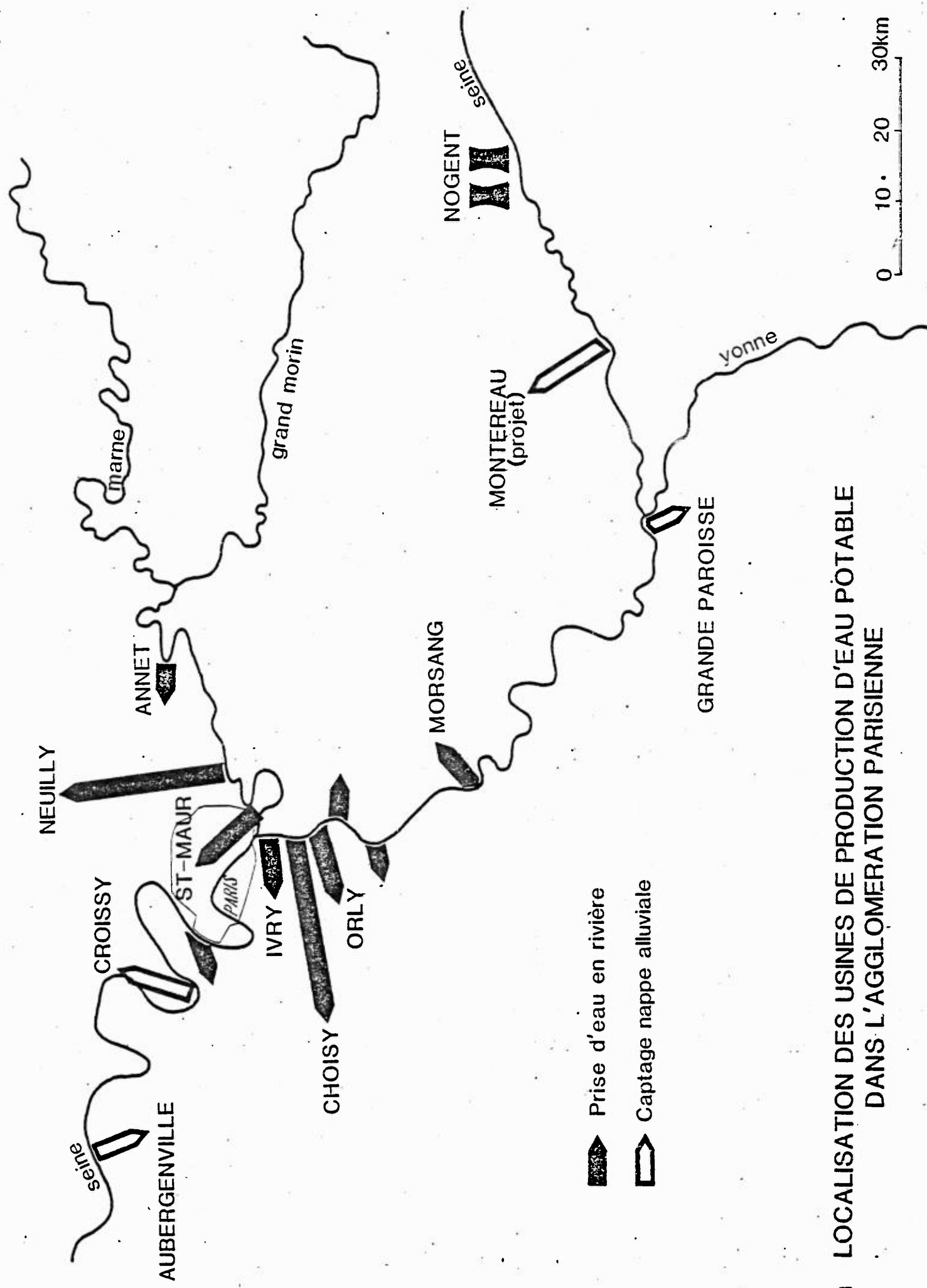


Figure 1 LOCALISATION DES USINES DE PRODUCTION D'EAU PÔTABLE
DANS L'AGGLOMERATION PARISIENNE

- Installation à NANDY, dans la station d'alerte aux pollutions chimiques de la "Lyonnaise des Eaux", d'un dispositif de contrôle en continu du rayonnement Gamma.
- Insertion des distributeurs d'eau dans les plans particuliers d'intervention des centrales nucléaires ;
- Etablissement d'une procédure d'échange rapide d'informations entre le SCPRI (responsable du contrôle des rejets radioactifs et du milieu pendant un accident) et les distributeurs d'eau.

Le thème 5 aborde, quant à lui, le délicat problème de l'évaluation des conséquences d'un accident nucléaire majeur sur l'alimentation en eau potable de l'Agglomération Parisienne. En accord avec le groupe de travail "Distributeurs d'eau - Agence", les réflexions associées à ce thème ont été dirigées plus spécialement par l'Agence de Bassin. Le présent rapport résume la démarche entreprise par l'Agence et expose les résultats des études engagées à cette occasion.

1 - PRESENTATION DE LA DEMARCHE SUIVIE PAR L'AGENCE ET LES DISTRIBUTEURS D'EAU

1.1 - Motivations

La sécurité de l'alimentation en eau potable constitue l'une des principales préoccupations des distributeurs d'eau. A ce titre, un vaste programme lancé depuis 1979 comporte l'analyse, pour chaque bassin versant de prises d'eau potable, des risques de pollution accidentelle, notamment d'origine industrielle. Il semble donc logique d'associer la centrale de NOGENT SUR SEINE à cette démarche générale.

Il apparaît clairement par ailleurs que la technologie nucléaire atteint un niveau de sécurité exceptionnel dans le monde industriel, ce qui rend extrêmement improbable un rejet massif de radioactivité. Néanmoins, le public et en particulier les consommateurs d'eau restent très sensibles au problème nucléaire et ne comprendraient pas qu'un effort particulier ne soit pas consenti en ce domaine. Même si sa probabilité d'occurrence reste en soi infiniment plus faible que celle des accidents potentiels dans les autres industries, l'importance du risque potentiel "ultime" nucléaire et de ses conséquences justifie à elle seule sa prise en compte dans l'esprit du public. C'est là un fait psychologique indéniable, qu'il est impossible de négliger. La remarque s'applique d'ailleurs aussi bien à l'ensemble des risques technologiques majeurs.

L'Agence et les Distributeurs d'eau ont donc été amenés à considérer ce risque nucléaire "extrême", tout en restant conscients que les situations ainsi considérées reposent sur l'occurrence simultanée ou successive d'événements souvent indépendants et très improbables.

.../...

1.2 - Précisions concernant la réalisation de l'objectif fixé

L'objectif étant ainsi fixé, il reste encore à préciser toute une série de critères indispensables à sa réalisation, tels que la nature des scénarios d'accident dans la centrale et l'environnement, le niveau de précision des estimations, le champ d'application de l'étude, ...

1.2.1 - Définition de l'accident maximal crédible et du terme "Source associé"

La notion d'accident maximal crédible est très délicate à définir puisque les auteurs ne parviennent pas à s'accorder sur la limite qui sépare les domaines du concevable et de l'inconcevable.

De façon générale, on distingue très grossièrement parmi l'éventail des accidents "envisageables" :

- les accidents dans le dimensionnement : l'ensemble des structures est alors conçu pour y faire face et en limiter les conséquences sur l'environnement. En France, la probabilité d'occurrence minimale de telles séquences accidentelles est fixée à 10^{-6} /réacteur/an. L'accident dit "de référence" que constitue la rupture "grosse brèche" d'une canalisation de réfrigération primaire dans son plus gros diamètre, rentre dans cette catégorie ;
- les accidents hors dimensionnement ou "hypothétiques". Leur probabilité d'occurrence reste inférieure dans tous les cas à 10^{-6} /réacteur/an. Ces accidents supposent en plus de l'événement initiateur tel que l'accident par perte de réfrigérant primaire (APRP), la combinaison de défaillances de systèmes de sûreté. Ils se traduisent selon leur degré de gravité par la fusion d'une plus ou moins grande partie du coeur du réacteur, et l'atteinte plus ou moins grave à l'intégrité du confinement.

L'accident maximal crédible tel que défini dans la présente étude rentre dans cette deuxième catégorie et consiste ainsi à retenir les développements raisonnablement envisageables suivant un accident avec fusion d'une grande partie du coeur du réacteur. Les rejets correspondants s'apparentent à ceux des P.W.R. 4 ou S.S.T. 2 (*) (Pressurized Water Reactor 4 et Siting Source term 2) définies par l'U.S.N.R.C. (2), (3) (United States Nuclear Regulatory Commission).

A chacun des scénarios envisageables correspond par ailleurs un spectre de radioéléments rejetés, constituant le terme source de l'accident. Il ne peut s'agir d'étudier le devenir dans l'environnement de tous ces radioéléments, sachant que chacun d'eux révèle un comportement spécifique fonction notamment de sa concentration (effets d'échelle de très faibles concentrations) de sa période et surtout de sa forme physicochimique.

.../...

(*) Pour la signification de ces termes, on se reportera à l'annexe bibliographique ci-jointe.

Les critères de sélection des radioéléments peuvent être les suivants pour l'étude considérée :

- concentration dans l'inventaire du coeur au moment de l'accident,
- taux de relargage dans l'environnement,
- concentration maximale admissible "population",
- traitabilité présumée (principalement pour les éléments dont on sait a priori qu'ils sont peu retenus par les filières de potabilisation classiques),
- période radioactive (dans l'optique particulière d'une comparaison de celle-ci avec le temps de transit entre la centrale et les prises d'eau, la période biologique étant quant à elle déjà prise en compte dans la CMAP).

Ces considérations amènent à retenir en priorité les isotopes de l'iode, du césium, du strontium et du tellure. La valeur en curies et béquerels des rejets de ces éléments correspondant à quelques scénarios caractéristiques figure dans l'annexe bibliographique.

On remarquera enfin qu'il n'a été question dans ce paragraphe que des seuls accidents impliquant un dysfonctionnement de réacteur. En bonne logique, il faut également évoquer les accidents portant sur les stockages liquides et gazeux d'effluents radioactifs et la piscine de désactivation du combustible. Le contenu de ces réservoirs étant très précisément connu et surveillé, l'évaluation des quantités de radioactivité rejetées à la suite d'une fausse manipulation, d'une fuite ou d'une rupture franche d'un stockage est relativement aisée.

1.2.2 - Identification des principaux scénarios d'accidents pouvant affecter l'alimentation en eau potable

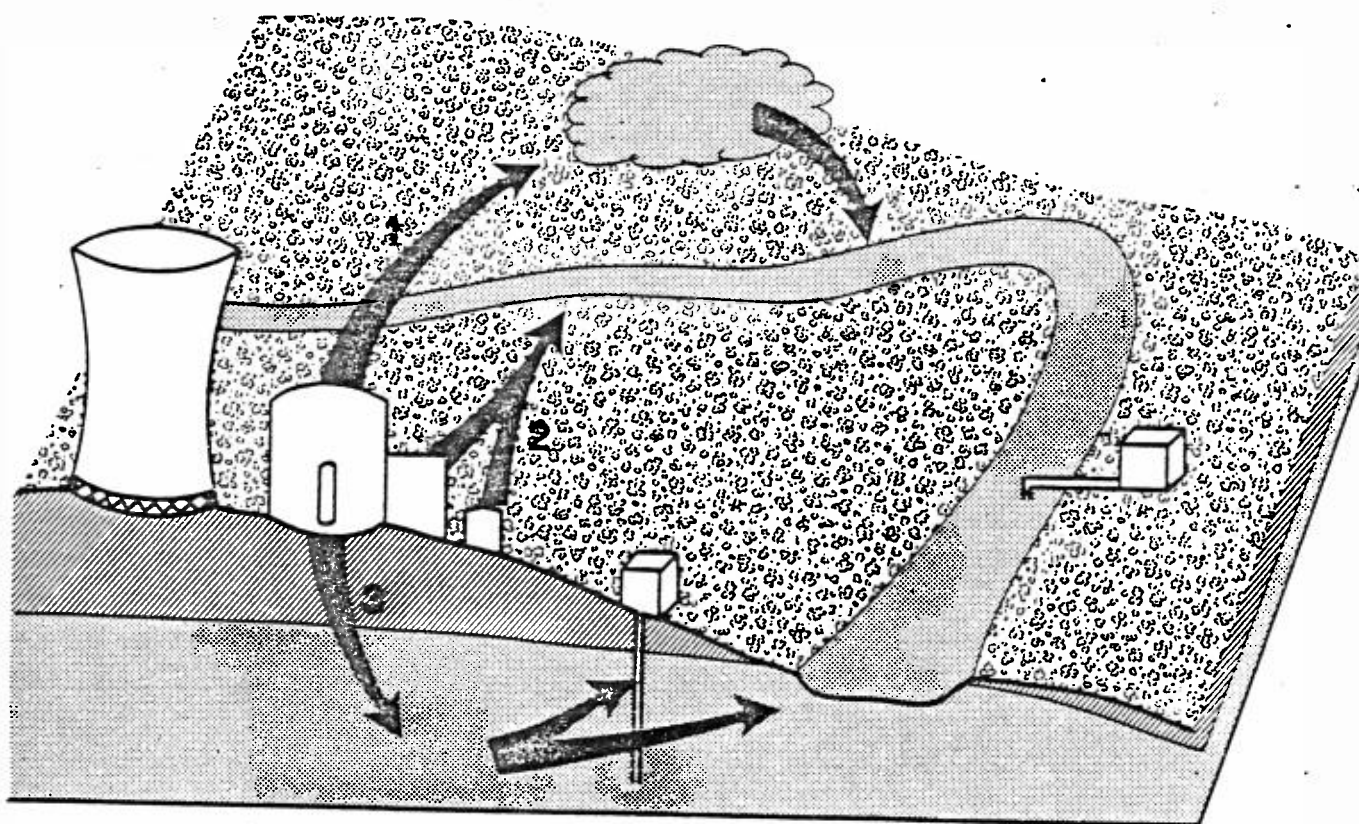
Les trois principales voies de transfert schématisées en figure 2 peuvent être imaginées :

- rejet atmosphérique direct après défaillance du confinement, entraînement du nuage par les vents, dépôt sec et lavage par les pluies des substances radioactives contenues dans le nuage, lessivage des bassins versants et contamination de la rivière jusqu'aux prises d'eau potable,
- rejet par fuite ou rupture d'un stockage contenant de l'eau contaminée,
- traversée du radier de l'enceinte par le corium (ensemble combustible plus structures en acier et en zircaloy) en fusion, entraînant la contamination des nappes phréatiques sous-jacentes puis à plus ou moins long terme, celle des captages souterrains ainsi que de la rivière dans sa période d'alimentation par la nappe alluviale.

.../...

Figure 2

PRESENTATION DES VOIES DE REJET
ET CONTAMINATION DES PRISES D'EAU POTABLE



Parmi ces trois scénarios, le rejet atmosphérique direct apparaît comme étant le plus préoccupant pour une éventuelle contamination des prises d'eaux superficielles de la Seine et de la Marne. Le deuxième scénario met en jeu une contamination de moins grande ampleur et plus facile à évaluer. Le troisième implique des temps de transfert importants qui le rendent moins critique au plan des conséquences immédiates que le premier.

1.2.3 - Rappel des critères définissant le niveau de radioactivité acceptable dans une eau de consommation publique

Le décret du 20 Juin 1966 distingue parmi la population trois catégories de personnes auxquelles sont rattachés des principes spécifiques de protection contre les rayonnements ionisants (4) :

- les personnes directement affectées à des travaux sous rayonnements (encore appelées personnels de catégorie A), c'est-à-dire qui travaillent habituellement en zone contrôlée,
- les personnes non directement affectées à des travaux sous rayonnements (encore appelées personnels de catégorie B) ; il s'agit d'individus qui, "exposés du fait de leurs activités professionnelles à des rayonnements ionisants, ne travaillent pas habituellement en zone contrôlée",
- les personnes du public : c'est le reste de la population.

Le décret précise ensuite pour chacun des radionucléides, la contamination maximale admissible dans l'eau de boisson quand le nucléide se présente sous les formes chimiques solubles ou insolubles. Cette norme ou C.M.A. s'applique aux personnels D.A.T.R. (Directement affecté aux travaux sous rayonnements) en supposant qu'ils restent exposés de façon continue au rayonnement correspondant à raison de 168 heures/semaine.

La C.M.A.P., c'est-à-dire la C.M.A. spécifique des personnes du public, se déduit par un rapport de 10 de la C.M.A. des personnels D.A.T.R. A titre indicatif figurent ainsi dans le tableau 1 les périodes et C.M.A.P. de quelques radioéléments importants.

Officiellement, c'est donc uniquement le dépassement de cette C.M.A.P. qui détermine aux yeux des distributeurs d'eau, la nécessité d'envisager l'interruption de leur prélèvement en rivières ou en nappes.

Il convient toutefois de faire deux remarques :

- les valeurs de C.M.A.P. de chaque radioélément s'entendent pour l'exposition exclusive des personnes à ce seul radioélément. Dès que le consommateur d'eau ingère un mélange connu de différents radioéléments, il s'agit de vérifier alors que la somme des rapports activité volumique/C.M.A.P. de chaque élément reste inférieure à 1. Si la composition qualitative du mélange de radioélément absorbé demeure inconnue, différentes normes apparaissent également dont la sévérité dépend des radioéléments que l'on sait pouvoir d'office écarter de l'échantillon,

.../...

Caractéristiques	Radio-Nucléides	I131	I133	Cs 137	Cs 134	Te129	Te127	Sr 89	Sr90
Période radio active en jours		8,05	0,87	11.000	750	34	109	52,1	11.030
C.M.A.P. "eau" en Ci/m3	Soluble	10 ⁻⁶	4.10 ⁻⁶	2.10 ⁻⁵	9.10 ⁻⁶	3.10 ⁻⁵	6.10 ⁻⁵	10 ⁻⁵	4.10 ⁻⁷
	Insoluble	6.10 ⁻⁵	4.10 ⁻⁵	4.10 ⁻⁵	4.10 ⁻⁵	2.10 ⁻⁵	5.10 ⁻⁵	3.10 ⁻⁵	4.10 ⁻⁵
CMAP	Soluble	37	148	760	330	1110	2220	370	15
eau en Bq/l	Insoluble	2220	1480	1480	1480	740	1850	1110	1480

TABLEAU 1 : Caractéristiques de quelques radionucléides

- les C.M.A.P. sont fixées sur la base de l'ingestion continue sur une longue période de l'eau contaminée par le radioélément à cette concentration de radioactivité. Il apparaît donc que lors d'une situation accidentelle, le corps médical pourrait être amené, et ceci sans aucune conséquence pour les consommateurs d'eau, à accepter le dépassement transitoire des normes. Par exemple, pour le personnel D.A.T.R., le décret de 1966 stipule que "la quantité de radioéléments inhalée ou ingérée en une ou plusieurs fois, au cours d'une opération donnant lieu à une contamination interne exceptionnelle concertée, ne peut dépasser la quantité qui serait inhalée ou ingérée lors d'une exposition continue pendant une année, aux concentrations maximales admissibles".

Dans le cadre de la présente étude, il est clair qu'en l'absence de dérogations officielles précises, la C.M.A.P. demeure le critère principal de traitabilité des eaux, à l'instar de tous les autres éléments chimiques de la norme européenne. Par ailleurs, la modélisation du comportement jusqu'aux prises d'eau du mélange de radioéléments émis étant trop complexe on se bornera à ne retenir que les principaux éléments précités.

1.2.4. - Elaboration de modèles de transfert de radioactivité spécifiques au site de NOGENT SUR SEINE

Les caractéristiques climatiques locales, le relief de l'environnement du site et enfin la disposition du réseau hydrographique superficiel et des nappes souterraines sont autant de paramètres spécifiques à chaque site nucléaire, rendant indispensable une analyse particulière des transferts de radioactivité dans le milieu. Cette analyse fait intervenir différents modèles complémentaires, représentatifs de ce transfert de la centrale jusqu'aux prises d'eau potable ; par exemple, dans le cas d'un rejet atmosphérique, il faudra évaluer successivement :

- la diffusion atmosphérique et la redéposition sèche et humide sur les bassins versants,
- le taux de lessivage par les pluies des dépôts ainsi constitués jusqu'aux cours d'eau,
- le transfert hydraulique de la radioactivité jusqu'aux cours d'eau.

Pour les différents modèles employés, il faut s'attacher aussi bien au calcul des concentrations résiduelles de radioactivité qu'à l'évaluation des temps de transit correspondants. En effet, ces valeurs de temps de transit, confrontées à la période radioactive des éléments dont les transferts sont simulés, sont également déterminantes pour l'estimation des doses susceptibles de parvenir aux consommateurs d'eau. De même, leur connaissance est nécessaire à la construction de l'hydrogramme de concentration de radioactivité, qui reflète en chaque point le passage dans le temps de la nappe contaminée.

.../...

1.2.5. - Champ d'application de l'étude

La contamination des eaux superficielles par un rejet d'origine atmosphérique échappe aux considérations habituelles sur le rayon d'influence d'un accident de centrale. En effet, aux facteurs de dilution et de décroissance radioactive près (faibles devant les valeurs de C.M.A.P. qui se chiffrent sur l'échelle logarithmique), un radionucléide déposé dans un cours d'eau verra sa concentration conserver un même ordre de grandeur loin en aval. Il est donc tout à fait légitime d'étendre le champ d'application de l'étude à l'ensemble des prises d'eau importantes de la Seine et de la Marne.

Par ailleurs, on remarquera sur la figure 3 que le bassin versant du Loing se trouve situé sous les vents dominants des deux centrales de DAMPIERRE et BELLEVILLE. Il semble donc également judicieux d'élargir la démarche à l'analyse des conséquences d'accidents éventuels dans ces deux centrales.

2 - EVALUATION DE L'IMPACT SUR L'ALIMENTATION EN EAU POTABLE D'UN ACCIDENT NUCLEAIRE MAJEUR

Il ressort des considérations précédentes que l'examen sérieux du risque accidentel lié à la présence de la centrale de NOGENT exigerait l'analyse de situations très complexes et diversifiées, représentatives :

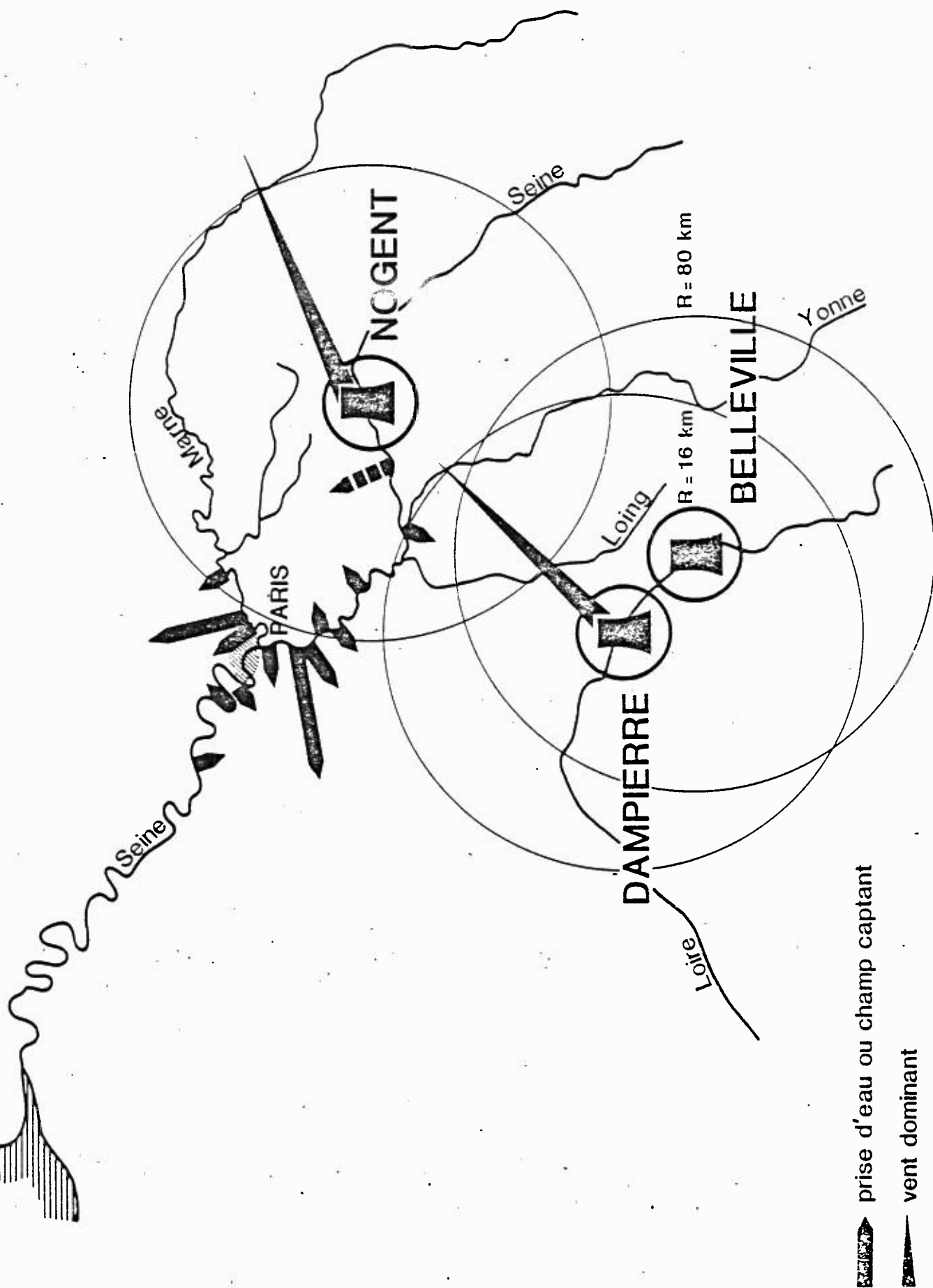
- des scénarios d'accident imaginables dans les centrales françaises du palier 1300 MW,
- de la spécificité des radioéléments constituant le terme source,
- des voies de transfert dans l'environnement,
- des conditions climatiques et hydrologiques locales.

Ceci est très vite apparu irréalisable dans le cadre du groupe de travail Distributeurs d'eau - Agence de Bassin, au regard des moyens disponibles et surtout de l'incompétence des membres du groupe en matière de sûreté des centrales nucléaires françaises. L'Agence a ainsi été amenée à restreindre l'objectif initialement prévu :

- en choisissant un terme source unique, extrait de la bibliographie étrangère,
- en retenant comme sujet d'étude la voie de transfert a priori la plus significative, à savoir le transfert atmosphérique suivi de redéposition et lessivage.

.../...

Figure 3 SITUATION DES CENTRALES DE NOGENT, DAMPIERRE ET BELLEVILLE
SUR LE RESEAU HYDROGRAPHIQUE



Bien que plus limité, cet objectif demeure ambitieux. Sa réalisation a conduit l'Agence à faire appel à différents spécialistes pour mener à bien les trois phases distinctes et complémentaires de l'étude :

- distribution des conditions météorologiques locales,
- diffusion atmosphérique et dépôt,
- lessivage des bassins versants contaminés et transfert hydraulique.

La préétude météorologique fera ici l'objet d'une présentation plus détaillée dans la mesure où il n'a pas été jugé utile d'en faire un rapport distinct.

2.1 - Préétude météorologique

L'évolution des conditions de diffusion atmosphérique d'un nuage polluant demande une bonne connaissance des caractéristiques météorologiques locales et régionales, afin d'identifier des scénarios climatiques plausibles.

2.1.1 - Présentation des conditions météorologiques locales et régionales

La direction et la vitesse des vents, la distribution des pluies, les conditions de stabilité climatique constituent les principaux paramètres de la dispersion atmosphérique et du dépôt d'un polluant gazeux.

L'étude d'environnement de la centrale de NOGENT/SEINE, réalisée par E.D.F. dans le cadre de la procédure d'étude d'impact, réunit à cet égard quelques informations utiles, relatives à l'ancienne station météorologique de ROMILLY/SEINE (5) :

- la rose des vents, jointe en figures 4 et 5,
- les données pluviométriques : pluviométrie annuelle, fréquence moyenne pour mille des hauteurs des précipitations quotidiennes.

Le rapport précise également que des campagnes de mesures complémentaires effectuées en 1976 par la météorologie nationale permettent de considérer les archives de l'ex-station de ROMILLY comme représentatives du site de NOGENT.

Cependant, ces données s'avèrent insuffisantes pour analyser les probabilités respectives d'occurrence des différents scénarios envisageables. Il convient, en effet, d'apprécier la distribution des paramètres, direction et forme du vent, stabilité et pluie, les uns par rapport aux autres.

.../...

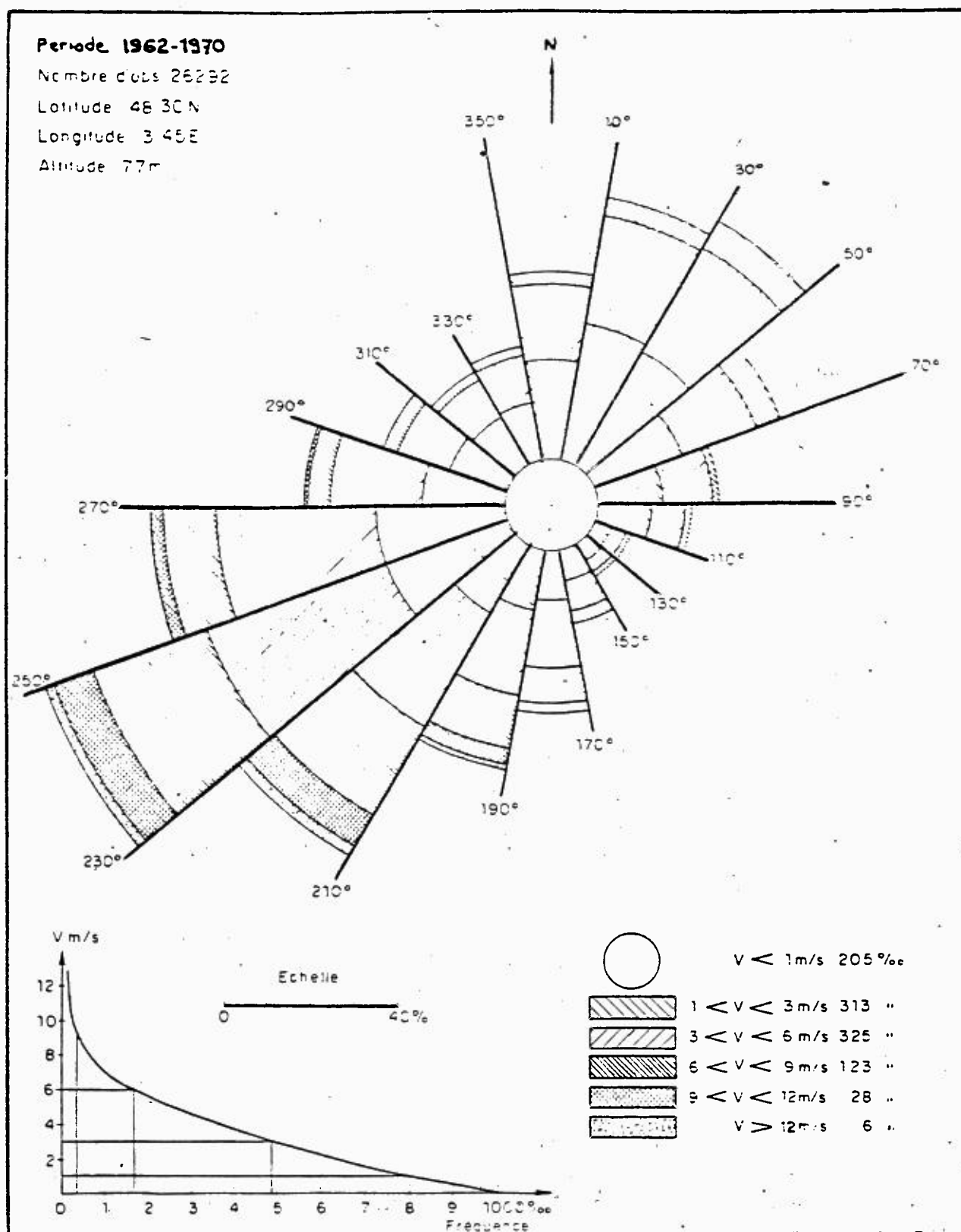
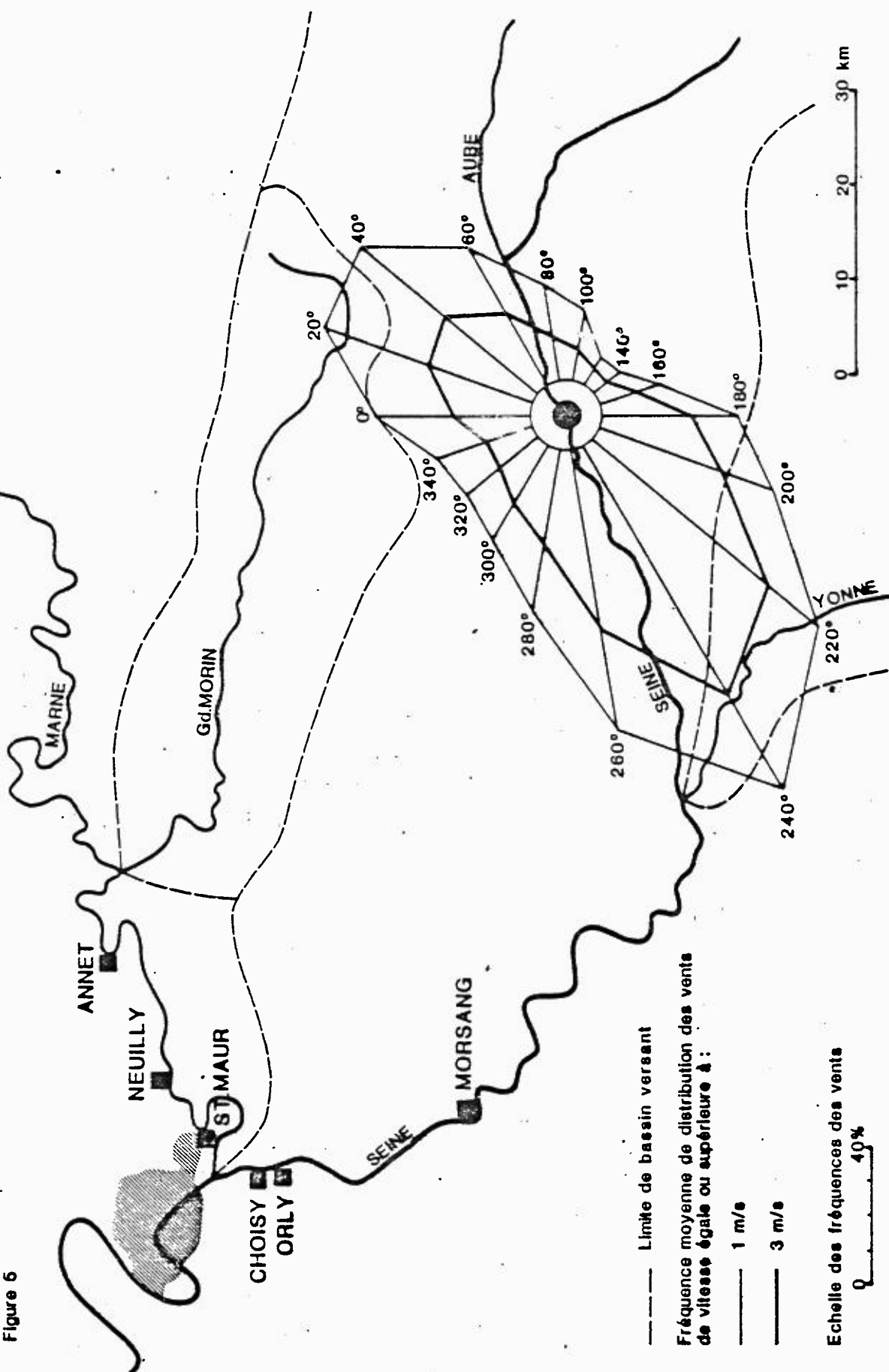


FIGURE 4 :

Distribution des vents à la station de ROMILLY/SEINE (1962-1970)

DISTRIBUTION DES VENTS AUTOUR DE LA CENTRALE DE NOGENT SUR SEINE

Figure 6



La météorologie nationale disposant des programmes de calcul appropriés, a pu rapidement réaliser un travail complémentaire pour l'Agence, indiquant :

- la répartition, mois par mois, des classes de stabilité de Pasquill-Turner (fréquemment utilisées dans les modèles de diffusion atmosphérique) en fonction des directions de vent,
- la répartition également mois par mois, de ces classes de stabilité en fonction des heures de la journée,
- tableau de contingence par heure des classes de Pasquill par rapport aux forces de vents regroupées en quatre catégories et aux directions en rose de 18 secteurs,
- la fréquence moyenne, par classe de stabilité, des vitesses de vent en fonction des directions.

2.1.2 - Sélection de scénarios climatiques caractéristiques

Le principe mis en oeuvre dans une telle étude consiste à retenir un compromis entre les scénarios climatiques les plus probables et les scénarios moins fréquents mais très défavorables, au sens de la diffusion et du dépôt de radioactivité.

Dans l'environnement de la centrale de NOGENT, les directions de vent les plus probables s'orientent sensiblement dans l'axe de la Seine, vers l'amont (les plus fréquentes) ou vers l'aval. Il se trouve que ces deux directions constituent toutes deux des scénarios climatiques défavorables dans le cas d'un rejet atmosphérique. Quand les vents se dirigent vers l'aval, cela se conçoit aisément. Quand ils s'orientent vers l'amont, il y a d'une part possibilité de contamination du bassin versant de la Seine à l'amont de NOGENT SUR SEINE et d'autre part de celui de la Marne, si le nuage poursuit sa progression dans la même direction sur une distance supérieure à 50 km de la centrale.

Par ailleurs, l'occurrence d'une pluie modifie radicalement l'importance du scénario considéré et la répartition des surfaces contaminées. Une chute de pluie est à même de provoquer le lavage de l'atmosphère du nuage et des particules, ce qui se traduit schématiquement par le resserrement des courbes d'isodéposition sur le bassin versant situé au droit du nuage. A l'inverse, le risque potentiel pour les zones plus éloignées se trouve diminué d'autant, la radioactivité résiduelle du nuage étant beaucoup plus faible que dans un scénario analogue sans pluie. On remarquera ainsi qu'un des scénarios les plus préoccupants serait une chute de pluie sur le site de NOGENT au moment de l'émission du nuage, et pour un vent nul ou orienté dans le sens de la vallée.

.../...

Ces considérations ont amené à retenir les trois scénarios climatiques représentés en figure 6, impliquant tous la stabilité directionnelle du vent sur une centaine de kilomètres :

- vent de direction 60° , de vitesse 2m/s, stabilité F (temps très stable), pas de pluie sur le parcours du nuage,
- vent de direction 260° , de vitesse 5 m/s, stabilité D (temps neutre), pluie sur le site de NOGENT,
- vent de direction 225° , de vitesse 5 m/s, stabilité D, pluie sur la région débutant quand le nuage a dépassé 60 km de parcours dans la direction considérée.

Les deux derniers scénarios apparaissent comme les plus graves. L'un signifie le dépôt dans une zone très proche de la Seine et quasiment dans l'axe du fleuve, de la majeure partie de la radioactivité du nuage. L'autre correspond à la contamination de la Seine et de la Marne qui constituent les principales ressources en eau de l'Agglomération Parisienne.

Les trois scénarios retenus s'avèrent par ailleurs assez probables, pour ce qui concerne la direction et la force des vents, ainsi que la stabilité de l'atmosphère. Les valeurs réunies dans le tableau 2 en témoignent. Elles sont calculées sur la base des tableaux de résultats remis par la météorologie nationale. Des fourchettes de valeurs ont volontairement été retenues pour exprimer la direction et la force des vents, car un calcul probabiliste appliqué à des valeurs discrètes de variables continues ne présente guère de signification.

L'occurrence des pluies pose un problème quelque peu différent. En effet, il n'a pas été procédé pour la pluviométrie à des calculs similaires aux autres paramètres (conjugaisons et inter-relations des différents paramètres). Les chiffres publiés dans l'étude d'impact en réfèrent aux hauteurs des précipitations quotidiennes et à leur répartition intermensuelle. Or, dans le cas présent, c'est le rapport des périodes avec et sans pluie et leur distribution selon les principales directions de vent, qui sont déterminants en terme de probabilités. L'intensité et la durée des précipitations rentrent également en ligne de compte pour évaluer le taux de lavage de l'atmosphère. Autant de paramètres qui nécessiteraient un dépouillement détaillé et l'analyse statistique des relevés pluviométriques, ce qui n'a pu être réalisé dans le cadre de la petite étude confiée à la météorologie nationale.

On se contentera de rappeler ici, en insistant sur les réserves, émises précédemment, que la hauteur moyenne des précipitations annuelles dans la région est modérée (604 mm/an) mais qu'elle s'étale sur un nombre de jours de pluies relativement important (183 jours/an en moyenne sur la période 1951 à 1970). Par ailleurs, il est possible d'affirmer que les régimes d'ouest, Nord-ouest et Sud-ouest expliquent la majorité des perturbations et des averses. Le tableau 3, extrait de la monographie du bassin de la Seine (6), l'illustre clairement.

.../...

PRESENTATION DES TROIS SCENARIOS CLIMATIQUES

Figure 6

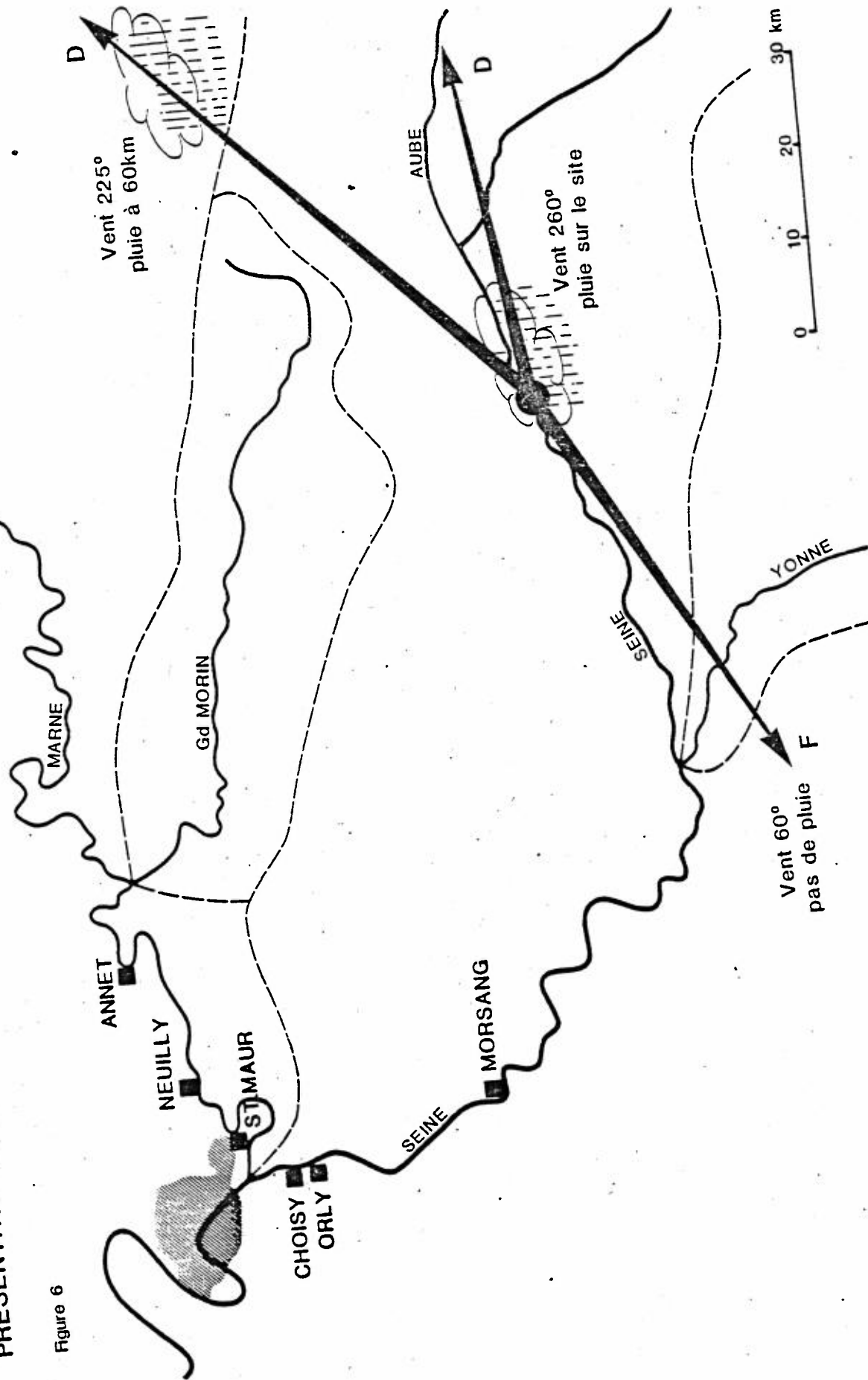


TABLEAU N° 2

Fréquence d'apparition (en %) de quelques directions
de vents pour des conditions de force de vent et de stabilité climatique données
(Station de ROMILLY, période 1962-1975)

Classe de stabilité de Pasquill	Fréquence d'apparition des directions des vents			
	40° + 60° + 80°		220° + 240° + 260°	
	Vent 1 m/s	Vent 5 m/s	Vent 1 m/s	Vent 5 m/s
CLASSE D	14	11	41	51
CLASSE F	25	-	16	-

N.B. : pour la même période, les probabilités d'apparition
respectives des stabilités D et F s'établissent à
0,55 et 0,07.

Situations (avec leur fréquence moyenne annuelle)	Hiver	Printemps	Été	Automne
Régimes d'Ouest et de Nord-Ouest 22 %	Passage de perturba- tions, pluie ou neige, averses 25 %	Temps perturbé et averses 19 %	Averses 25 %	Passage de perturba- tions pluvieuses 19 %
Dorsale atlantique 12 %	Ciel couvert, pluies du- rables, plus impor- tantes sur l'Est du Bassin 12 %	Ciel couvert, pluies du- rables, plus impor- tantes sur le Nord- Ouest du Bassin 8 %	Souvent clair, mais va- riable selon la posi- tion des fronts et la trajectoire des per- turbations 16 %	Ciel couvert, pluies durables, plus impor- tantes sur l'Ouest et le Nord-Ouest du Bassin 12 %
Régime de Sud-Ouest 10 %	Très doux et pluvieux 15 %	Doux et pluvieux 5 %	Chaud et faiblement pluvieux. Tendance orageuse 6 %	Doux avec brouillard ou pluie 14 %
Dorsale scandinave 14 %	Très froid et sec 8 %	Menace de passage de perturbations. Par- fois orageux 20 %	Ciel généralement clair. Très chaud 15 %	Chaud avec tendance orageuse 13 %
Anticyclone en place sur le Bassin 9 %	Froid et calme 13 %	Brume et brouillards le matin, ensoleillé en- suite 6 %	Sec et assez chaud 12 %	Brouillards matinaux 5 %
Régime de Nord et de Nord-Est 10 %	Brouillards de rayon- nement sur le Nord- Ouest du Bassin 8 %	Beau temps nuageux, mais ne durant guère 12 %	Beau temps nuageux 12 %	Brouillards de rayon- nement 8 %
Régime de Sud-Est 9 %	Humide, assez froid, neige 6 %	Faible pluie ou plus sou- vent tendance ora- geuse. Peut persister pendant plusieurs jours 13 %	Assez chaud, orageux 5 %	Temps clair et généra- lement doux. Peut persister pendant plusieurs jours 12 %
Régime de Sud 7 %	Légère pluie persis- tante 8 %	Brouillard ou ciel cou- vert 7 %	Ciel couvert et brouil- lard 4 %	Brouillard et ciel cou- vert 9 %
Proportion de cas divers difficiles à classer 7 %	5 %	10 %	5 %	8 %

TABEAU 3 : Principales situations météorologiques liées aux aspects les plus typiques du temps sur le bassin de la Seine (d'après AFBSN (6))

2.2 - Etude de la dispersion du nuage et du dépôt au sol

L'évaluation du transfert atmosphérique et du dépôt au sol consécutif à l'émission d'un nuage radioactif a été confiée au professeur BOUDET de l'U.E.R. de Mathématiques de MARSEILLE et a fait l'objet d'un rapport particulier (7). Celui-ci a mis au point avec ses collaborateurs de l'Université de Haute Provence un code de calcul de diffusion atmosphérique qui s'inspire notamment du modèle Gaussien et de la méthode d'appauvrissement en surface développées par Nordlund, Savolainen et al (8).

Ce mode de calcul permet de déterminer pour divers scénarios climatiques (dont les trois exposés précédemment) les courbes d'isodépôts (exprimées en curies par mètre carré) sur une distance de 0 à 100 km au maximum à partir du point d'émission.

Le modèle repose sur le choix de différents paramètres :

- terme source fixé à 1 curie ; il suffit d'appliquer au résultat un coefficient multiplicateur égal au terme source de référence choisi,
- durée du rejet : une heure,
- hauteur de libération : 20 mètres,
- stabilité climatique : Classes D ou F de Pasquill,
- coefficients de dispersion latérale et de diffusion verticale, fonctions respectivement de la distance au rejet et de l'altitude (valeurs fournies par des tableaux et graphiques de différents auteurs),
- vitesse apparente de dépôt sec : 0,5 cm/s en stabilité D et 1 cm/s en stabilité F,
- coefficient de lavage du nuage : 10^{-3} en stabilité D et 10^{-4} en stabilité F,
- rugosité du sol : rugosité faible caractéristique d'un environnement rural,
- vitesse du vent : 2 m/s en F, 5 m/s en D.

On ne reviendra pas sur la justification des choix de ces différents paramètres, largement développée dans le rapport du Professeur BOUDET et dans le paragraphe précédent pour ce qui concerne les aspects climatiques.

Ces valeurs sont, à l'exception de tel ou tel paramètre faisant l'objet de querelles d'écoles, des valeurs couramment rencontrées dans la bibliographie internationale se rapportant à la dispersion atmosphérique. La durée du rejet peut néanmoins prêter à controverse ; en réalité, elle n'a pas ici de forte influence sur les résultats et intervient en outre sur ceux-ci de façons très diverses voire opposées, selon le scénario climatique retenu.

De manière plus générale, l'examen des courbes d'isodéposition relatives aux trois scénarios choisis, reproduites sur les figures 7 et 8, confirme l'influence prépondérante de la pluie sur le bilan des conséquences de chacun des scénarios. Hormis le coefficient de lavage du nuage (dépendant en fait de l'intensité de la pluie considérée) et bien entendu la valeur du terme source, le choix de la valeur des autres paramètres parmi les différentes valeurs usuelles existant dans la littérature, exerce peu d'influence sur la disposition des courbes, selon le professeur BOUDET. En revanche, l'occurrence d'une forte pluie peut déterminer le dépôt de l'essentiel de la radioactivité du nuage, ainsi que cela ressort nettement des figures 7 et 8.

2.3 - Evaluation du lessivage des sols contaminés, du dépôt direct en rivière et du transfert de la radioactivité jusqu'aux prises d'eau potable

L'Agence a confié à la SETUDE (Société d'Etude des Techniques de l'Urbanisme et de l'Environnement) la modélisation des dernières étapes de la voie de transfert de radioactivité étudiée, à savoir :

- . dépôt direct en rivière et indirect par lessivage des bassins versants contaminés par les pluies
- . transfert de la radioactivité parvenue à la rivière jusqu'aux prises d'eau potable.

Ce travail a fait l'objet d'un rapport indépendant (9).

Après évaluation du facteur global de transfert de la radioactivité déposée jusqu'aux différentes prises d'eau potable, la SETUDE a procédé à une tentative d'application du modèle global de transfert, à un scénario - type d'accident majeur.

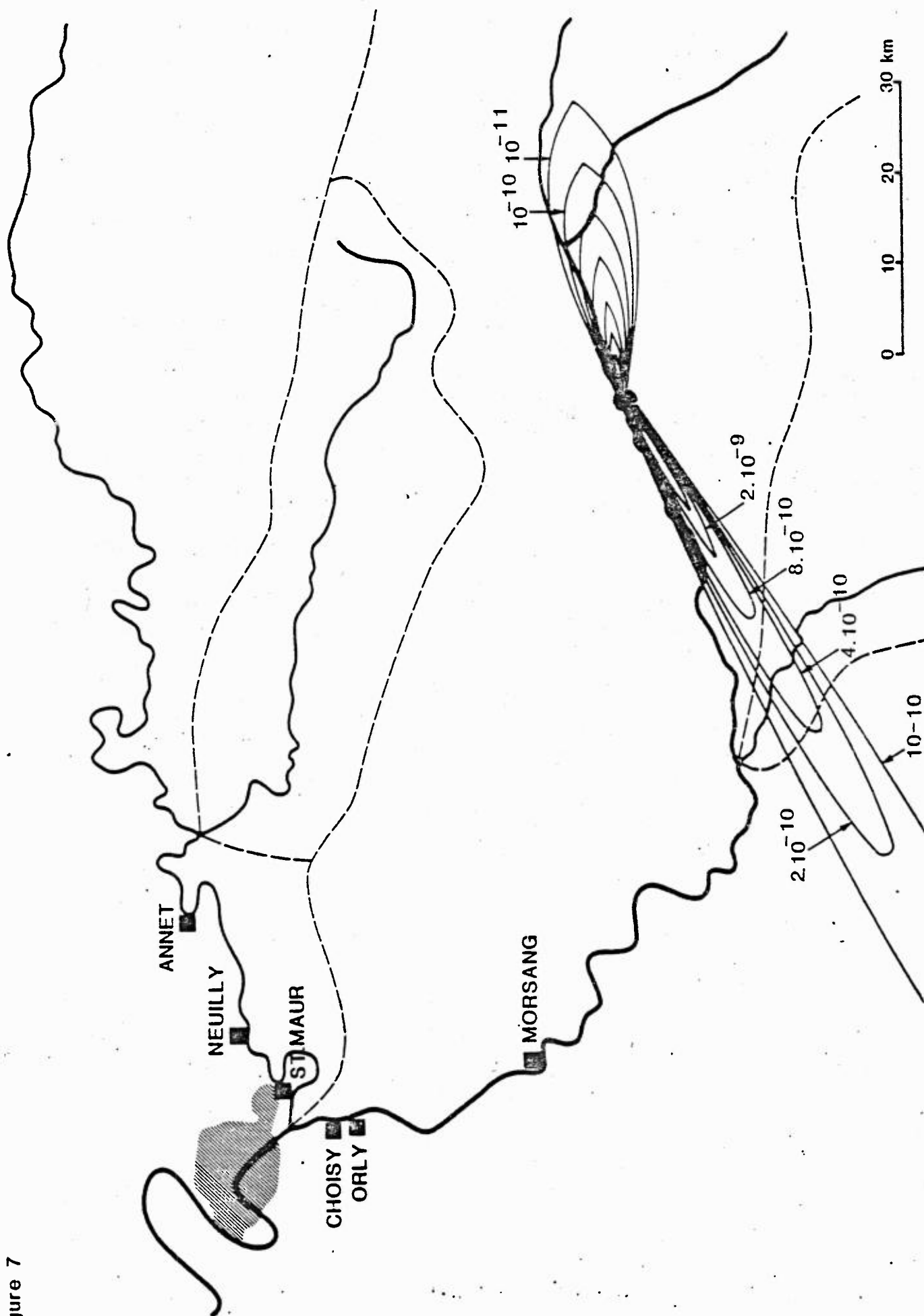
Cette application consiste à évaluer les caractéristiques de la vague de pollution (définie par le dépassement de la C.M.A.P. eau potable) lors de son passage aux prises d'eau potable de MORSANG SUR SEINE, CHOISY LE ROI d'une part, ANNET et ST MAUR d'autre part. L'histogramme des concentrations, l'heure du début de la contamination (exprimée par référence à l'heure du rejet initial), et la durée de cette contamination constituent les principales caractéristiques recherchées. Enfin, l'application porte uniquement sur l'Iode 131 et le Cesium 134, de C.M.A.P. respectives 10^{-6} curies/m³ et 9.10^{-6} curies/m³ dans la fraction soluble.

D'un commun accord, l'Agence et la SETUDE ont retenu pour ce calcul les taux de libération et durées de rejet des accidents BMR 1 et BMR 2 mentionnés dans une étude récente de l'O.C.D.E. (10). Le fait que ce document soit sur le sujet l'un des seuls rapports récents et surtout dont la France est cosignataire, constitue la principale raison de ce choix. Par ailleurs, il a fallu convenir de l'inventaire initial de radioactivité du coeur du réacteur. On peut rappeler à cet égard que l'irradiation des assemblages de combustible au moment de l'accident :

- dépend pour les produits de fission de longue période, de l'"histoire" des assemblages dans le coeur du réacteur, donc essentiellement de leur position dans le coeur, du

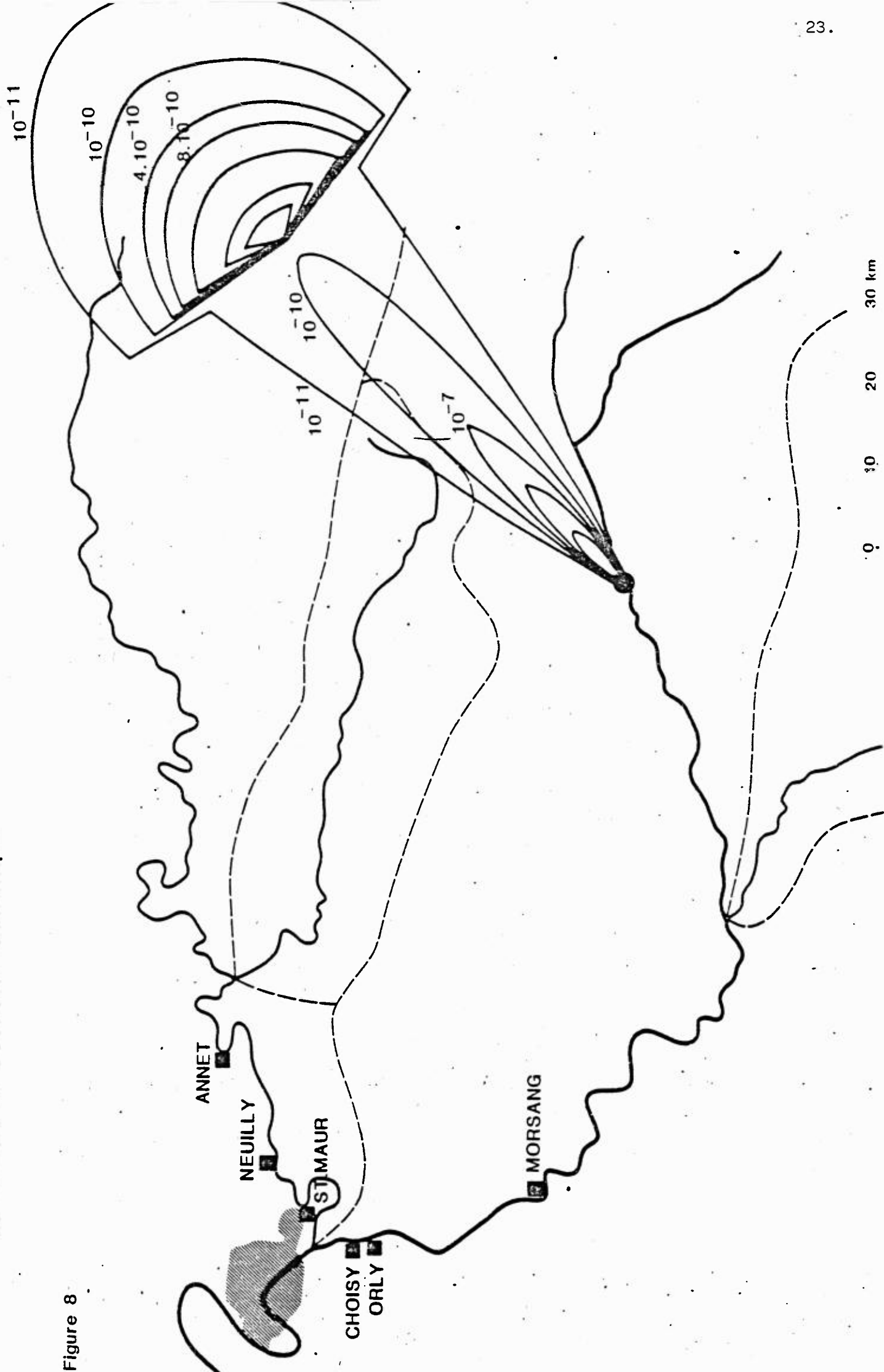
Courbes d'isodéposition en curies/m2 correspondant aux deux premiers scénarios climatiques

Figure 7



Courbes d'isodéposition en curies/m² correspondant au troisième scénario climatique

Figure 8



temps écoulé entre leur installation et l'occurrence de l'accident, et de la puissance moyenne du réacteur pendant ce temps.

- reste quasiment indépendant de l'histoire des assemblages pour les produits à vie courte chez qui la saturation ou la situation d'équilibre est atteinte au bout d'un temps assez bref.

Ainsi, selon l'âge des assemblages, les proportions entre éléments de longues et courtes périodes varient énormément, ce qui rend là encore très subjectif le choix de l'inventaire du coeur. Arbitrairement, les calculs ont été effectués ici sur la base de l'inventaire du coeur d'un réacteur de 2550 MW thermique, tel que mentionné dans l'annexe 1. Quoiqu'il en soit, l'application du modèle de calcul à un terme source particulier n'a pour objet que de dégager quelques ordres de grandeur. Le lecteur trouvera dans l'annexe bibliographique les éléments nécessaires à l'évaluation des conséquences d'un éventail plus large de configurations d'accidents.

2.3.1 - Présentation de la méthodologie

2.3.1.1. Mode de calcul des quantités déposées.

Différentes zones de dépôt ont été identifiées par la SETUDE, inscrites dans les courbes d'isodéposition 10^{-10} curies/m² (scénarios 2 et 3) et 2.10^{-10} curies/m² (scénario 1).

Ces secteurs sont définis par l'intersection des courbes d'isodépôt et de l'axe du vent, perpendiculairement à cet axe.

C'est alors, dans le scénario 1, la surface de cours d'eau inscrite dans les différents secteurs qui détermine la valeur des dépôts sur chacun d'entre eux.

Dans les scénarios 2 et 3, les quantités déposées par tronçon se déduisent par différence entre les fractions restant dans le nuage, correspondant aux deux courbes d'isodéposition dont l'intersection avec l'axe du vent délimite le tronçon.

Les figures 9, 10, 11 illustrent le découpage des bassins versants effectué pour les 3 scénarios.

2.3.1.2. Évaluation du lessivage des sols

La fraction des radioéléments déposés susceptible d'atteindre la rivière par lessivage, dépend d'un grand nombre de facteurs, notamment :

- fréquence, durée et intensité de la pluie,
- nature de la couverture végétale et stade de végétation de celle-ci,
- nature, humidité, structure superficielle des sols sur lesquels s'effectue le dépôt,

.../...

FIGURE 9 : Scénario 2 ; mode de découpage des secteurs de dépôt
(d'après SETUDE (9))

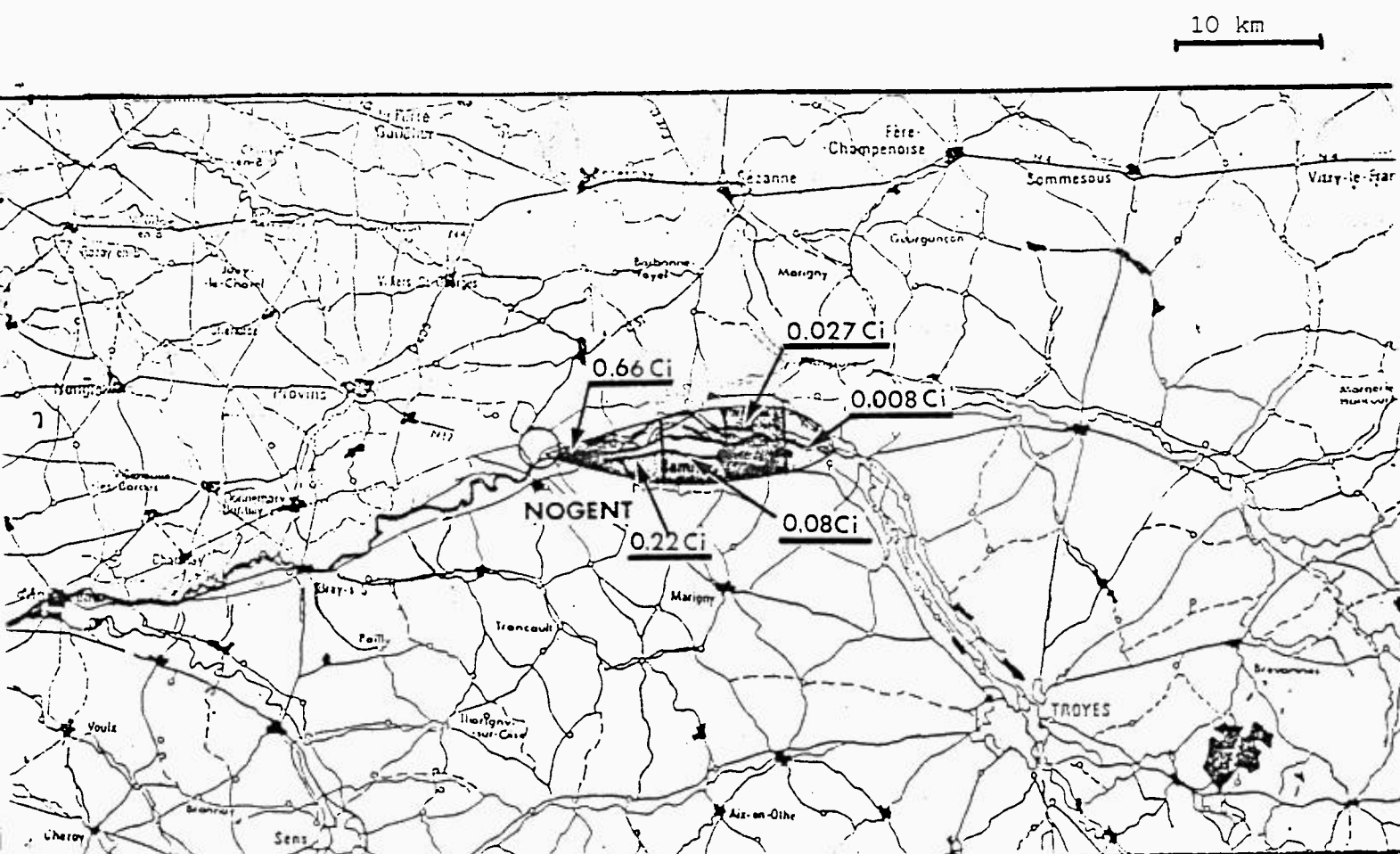


FIGURE 10 : Scénario 1 ; idem

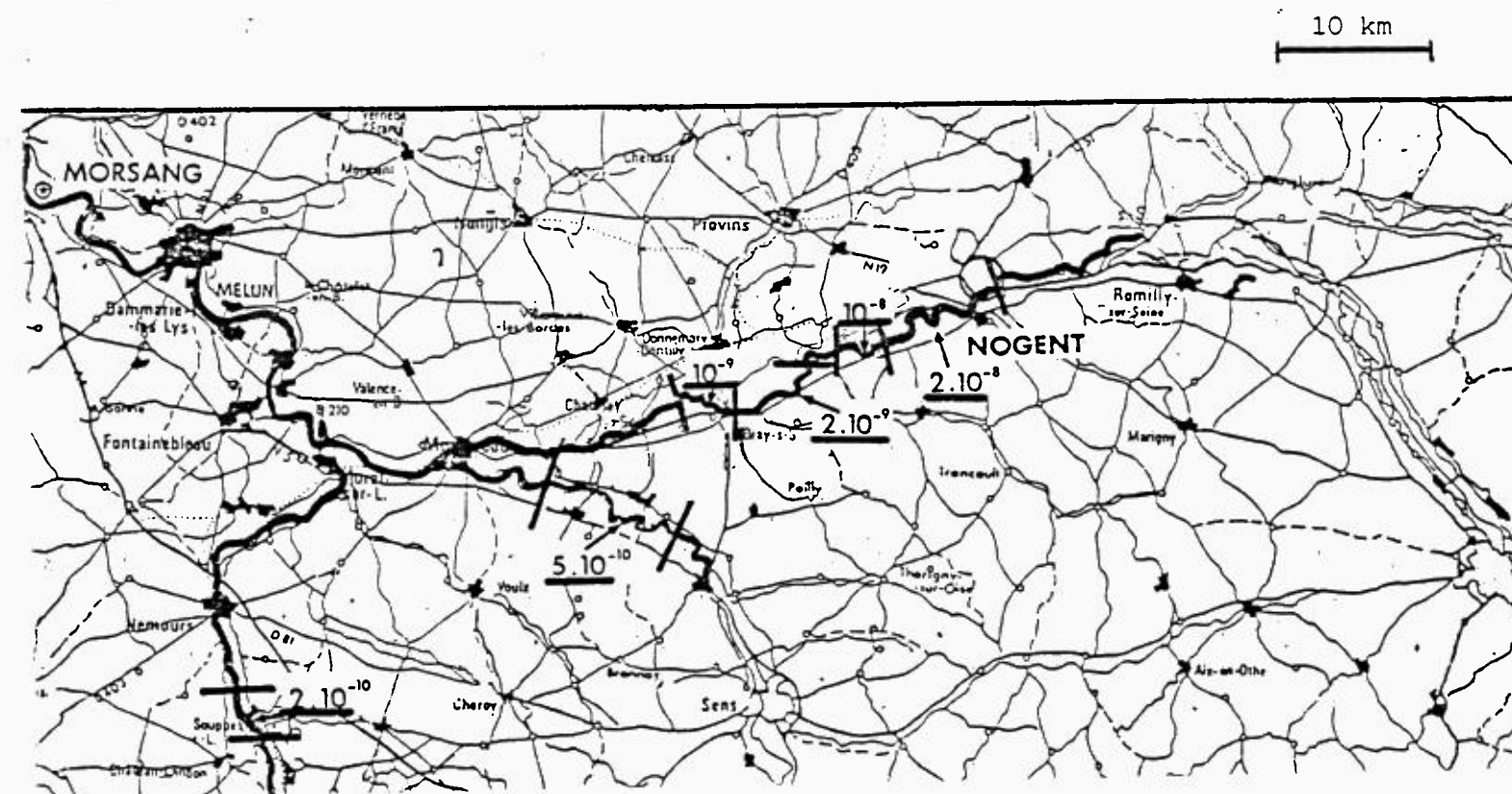
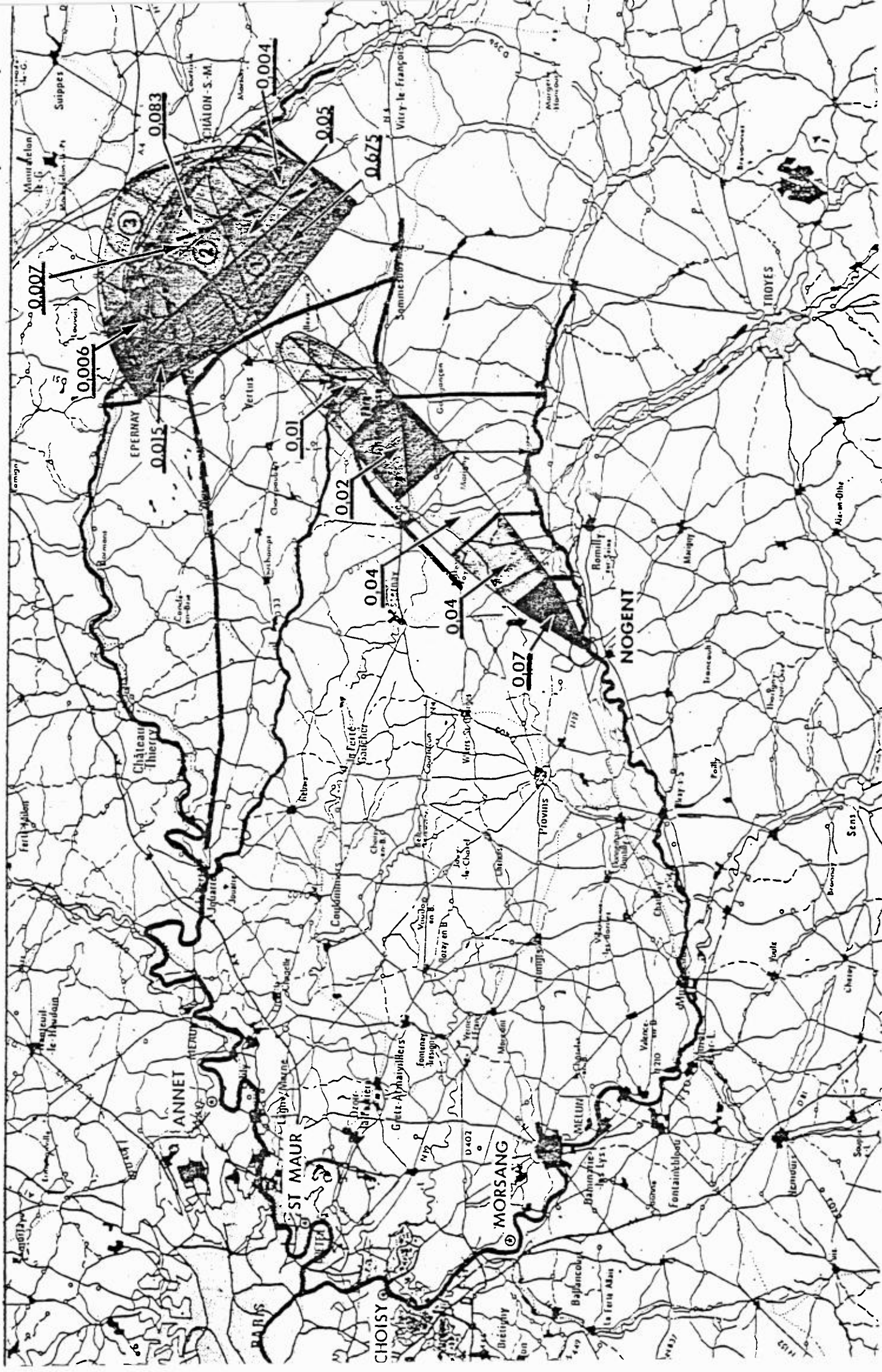


FIGURE 11 : Scenario 3 ; mode de découpage des secteurs de dépôt
(d'après SETUDE (9))

10 km



- nature et forme physico-chimique du radioélément considéré,
- distance séparant, sur chaque sous-bassin-versant, le point de dépôt du cours d'eau alimenté par le sous-bassin,
- pente des sols et relief.

L'évaluation du lessivage superficiel des radioéléments apparaît ainsi une opération complexe, n'autorisant à l'échelle de la présente étude que des approximations grossières.

En première approche et en considérant que l'iode et le césium figurent principalement dans le nuage et donc dans le dépôt immédiat, sous forme dissoute (aérosols ou gouttes de pluie en cas de dépôt humide), le partage des radioéléments entre une fraction ruissellée et une fraction fixée ou infiltrée dans le sol est régi strictement par des mécanismes physiques liés à l'état de surface des sols (pente, humidité, compactage, granulométrie, couverture végétale). Des mécanismes physico-chimiques interviennent ensuite sur les eaux "retenues" par le sol en sélectionnant des éléments d'accumulation dans les horizons superficiels et des éléments susceptibles de percoler en profondeur.

Deux situations ont été distinguées, selon que l'on se situe en configuration de dépôt humide ou de dépôt sec suivi d'une pluie. La fraction ruissellée des précipitations sera plus élevée dans le premier cas où la saturation en eau des horizons superficiels est au moins partielle (le dépôt s'effectue sur un sol déjà humidifié), que dans le deuxième cas où l'eau de pluie pénétrera rapidement dans les premiers centimètres de sol, pour reconstituer la capacité au champ.

Arbitrairement, les coefficients de lessivage correspondant aux deux situations ont été fixés à :

- . 0,2 en cas de pluie immédiate
- . 0,1 en cas de pluie différée

2.3.1.3. Hydrologie

Le modèle d'écoulement employé dans la présente étude est celui de l'étude Sécurité Seine axe 1b (11). Un modèle plus sophistiqué, calé sur de nombreuses simulations par traçage a été élaboré depuis (12), (13), (14), dans le cadre de l'étude Sécurité Seine, axe 2a.

Le premier modèle simplifié offre ici une approximation suffisante sous réserve de quelques adaptations et permet de calculer pour chacun des scénarios retenus :

- l'heure d'apparition de la vague de pollution
(temps écoulé depuis le début du rejet)
- la durée de la vague de pollution
- l'ordre de grandeur des concentrations en I_{131} et $Cs\ 134$ dans la vague de pollution.

.../...

La durée D de la vague de pollution et C_m la concentration moyenne de radioactivité à la prise d'eau s'expriment de la façon suivante :

$$* \quad D = T + 0,35 t$$

(h) (h) (h)

avec T = durée du déversement

t = durée moyenne d'écoulement entre le point de déversement et la prise d'eau

$$= \frac{L}{V} \quad \text{avec} \quad L = \text{distance entre le point de déversement et la prise d'eau}$$

V = vitesse moyenne d'écoulement en Seine

$$= \sum_{i=0}^n \frac{L_i}{V_i} \quad \text{avec} \quad L_i \text{ et } V_i = \text{longueur du parcours et vitesse d'écoulement sur l'affluent d'ordre } i$$

L_0 et V_0 = idem sur la Seine elle-même

$$* \quad C_m = \frac{M \times e^{-kt}}{3\,600 Q (T + 0,35 t)}$$

(curie/m³)

avec M = quantité de polluant déversée dans la rivière, en curies

Q = débit de la Seine à la prise d'eau en m³/s

k = coefficient de perte de radioactivité du radioélément considéré

La concentration moyenne résultante s'obtient par cumul des vagues de pollutions élémentaires relatives aux secteurs de dépôts, eux mêmes étant assimilés à un rejet ponctuel déversé à travers la section aval du tronçon.

Enfin, le calcul repose sur les hypothèses générales suivantes :

- les régimes de la Seine et de ses affluents sont supposés constants (vitesse et débit) pendant la durée de la propagation,

- les débits et vitesses moyens considérés dans cette étude correspondent à un étiage quinquennal et à une situation moyenne (module) ; ces différentes valeurs, ainsi que la largeur retenue pour chacun des cours d'eau, figurent dans le tableau 4,

- la distance de bon mélange est supposée très inférieure à la distance entre le rejet en rivière et les prises d'eau, ce qui en l'occurrence, compte tenu de l'éloignement de ces dernières, est certain,

- pour le calcul des durées, la diffusion longitudinale du nuage lors du transfert atmosphérique, est négligée.

.../...

TABLEAU 4

HYPOTHESES HYDROLOGIQUES PRISES EN COMPTE

DANS LE CALCUL

(d'après SETUDE (9))

Cours d'eau	CARACTERISTIQUES HYDROLOGIQUES				
	Vitesse moyenne d'écoulement sur le tronçon considéré(km/h)		Débit au droit des prises d'eau (m³/s)		Largeur moyenne dans les zones de dépôt (m)
	à l'étiage	au débit moyen (module)	à l'étiage (Q30sec)	au débit moyen (module)	
<u>INE</u>					
à proximité de NOGENT (idem pour AUBE)	-	-	-	-	100
de NOGENT à CHOISY (idem pour SEINE et AUBE à l'amont immédiat de NOGENT)	0,5	1	-	-	-
à MORSANG	-	-	50	112	-
à CHOISY	-	-	61	125	-
<u>NNE</u>	0,3	0,7	-	-	100
<u>ING</u>	0,75	1,5	-	-	60
<u>RNE</u>					
à proximité de CHALONS	-	-	-	-	100
de CHALONS à SAINT-MAUR (et à l'amont immédiat de CHALONS)	0,5	1	-	-	-
à ANNET	-	-	24	90	-
à SAINT-MAUR	-	-	26	98	-

Le détail complet des calculs et des commentaires figure dans le rapport SETUDE (9).

2.3.2. Résultats

Compte tenu des facteurs d'incertitude attachés aux différentes étapes du calcul, les histogrammes de concentration des deux radionucléides et les valeurs précises calculées par la SETUDE concernant les durées figurent dans le seul document (9) à diffusion restreinte. Il est néanmoins possible de commenter les ordres de grandeur obtenus, car certains résultats ressortent nettement, au-delà des incertitudes possibles sur les calculs.

En ce qui concerne le facteur "temps", le rapport SETUDE fournit les enseignements suivants :

- scénario 1 :

- . à l'étiage, la nappe de pollution (dépassement de la C.M.A.P. de l'un ou l'autre des deux radioéléments considérés) se prolonge environ durant sept jours à MORSANG et CHOISY, avec cinq jours de coïncidence aux deux prises d'eau,
- . au débit moyen, cette durée est ramenée à 3,5 jours à MORSANG et CHOISY et à 2 jours de coïncidence.

- scénario 2 : sur le plan de la durée de contamination, les résultats ne sont pas significativement différents de ceux du scénario 1.

- scénario 3 :

- . au débit d'étiage, la nappe s'étend pendant 8 jours à MORSANG et CHOISY, 13 jours à ANNET et ST MAUR (sur la Marne) avec une période de contamination simultanée de :
6 jours pour les deux prises d'eau de la Seine ;
10 jours pour les deux prises d'eau de la Marne ;
6 jours pour l'ensemble de ces prises d'eau (Seine + Marne).
- . au débit moyen, la contamination affecte MORSANG et CHOISY pendant 4 jours, ANNET et ST MAUR pendant 6 jours. La présence conjointe de la nappe aux deux prises d'eau de la Seine s'observe pendant 3 jours, pour celles de la Marne pendant 5 jours et pour l'ensemble des quatre prises d'eau pendant 3 jours.

Enfin, le tableau précise pour chaque scénario, le délai de transfert des radioéléments de la centrale jusqu'aux prises d'eau.

Sur un plan plus général, et en tenant compte des histogrammes de concentration non représentés ici, quelques éléments dominants se détachent par ailleurs des résultats de l'étude .

TABLEAU N°5

DELAIS (EN JOURS) POUR DIFFERENTS SCENARIOS, ENTRE L'EMISSION DU NUAGE
RADIOACTIF ET LA CONTAMINATION DES PRISES D'EAU POTABLE

SCENARIOS	PRISES D'EAU	DEBITS	
		ETIAGE	MODULE
SCENARIO 1	MORSANG	5	3
	CHOISY	7	4
	Coincidence	7	4
SCENARIO 2	MORSANG	8,5	4,5
	CHOISY	10,5	5
	Coincidence	10,5	5
SCENARIO 3	MORSANG	8,5	4,5
	CHOISY	10,5	5,5
	Coincidence MORSANG-CHOISY	10,5	5,5
	ANNET	7	3,5
	ST MAUR	9,4	5
	Coincidence ANNET - ST MAUR	9,4	5
	Coincidence Totale	10,5	5,5

° A l'instar des conditions de diffusion d'un polluant conservatif en rivière, les situations d'étiage augmentent les temps de transfert et étalent les vagues de pollution. Le phénomène est ici renforcé avec l'iode 131, dont la courte période radioactive détermine avec une augmentation des temps de transfert, l'écrasement de l'histogramme des concentrations. Les pointes de concentration les plus élevées s'observent dans tous les cas au débit le plus important. Le facteur d'atténuation de la diffusion longitudinale par la diminution du temps de transit de la nappe polluante jusqu'aux prises d'eau, l'emporte sur la dilution plus élevée.

° Dans les trois scénarios et pour les deux conditions de débit examinées, l'iode 131 demeure le principal contaminant des prises d'eau de l'amont de PARIS et ce malgré sa courte période. Le niveau du rejet en situation accidentelle et la C.M.A.P. (plus élevés tous deux d'un facteur 10 par rapport aux valeurs correspondantes du césium) et enfin la relative brièveté du transfert jusqu'aux prises d'eau expliquent ce phénomène.

° Toujours en raison du processus de décroissance radioactive, l'écart de concentration entre l'iode 131 et le césium 134 est d'autant plus important que l'écoulement est lent.

° Les trois scénarios révèlent des conséquences graves pour l'alimentation en eau potable. Les CMAP sont très fortement dépassées dans tous les cas, et sur des durées longues, à tel point qu'il est peu vraisemblable que les autorités responsables puissent autoriser des dérogations. Par ailleurs, les prises d'eau superficielles de la Seine sont suffisamment rapprochées pour qu'il y ait une longue période de coïncidence de contamination entre elles (période très supérieure aux réserves d'eau brute et traitée de ces différentes prises d'eau).

° Sur le plan des valeurs de pointe, le scénario 2 (pluie sur le site par vent dominant d'ouest sud-Ouest) apparaît à l'étiage et au débit moyen comme le plus préoccupant. En revanche, la durée de passage de la vague contaminée s'avère plus élevée dans le scénario 3 où les apports en provenance des affluents et du ruissellement parviennent au cours d'eau principal de façon différée.

° L'arrivée du gros de la nappe contaminée se produit toujours de façon assez brutale. Ceci est particulièrement manifeste dans le scénario 2, où la courbe des concentrations de radioactivité atteint des valeurs extrêmes dès le début de la contamination. Il faut y voir l'effet du resserrement des courbes d'isodéposition sur le bassin versant dans ce scénario.

° La configuration climatique étudiée dans le scénario 3 fait apparaître la possibilité d'une contamination simultanée des prises d'eau de la Seine et de la Marne, à l'étiage comme au débit moyen. Toutefois, cette observation est à tempérer par les remarques suivantes :

- le scénario climatique faisant intervenir une pluie au moment où le nuage atteint le bassin versant de la Marne est de loin le moins probable des scénarios examinés

.../...

- que la pluie se produise en réalité avant ou après l'arrivée du nuage sur le bassin de la Marne, l'une des deux rivières se trouve dans chaque cas très nettement moins affectée que l'autre. De même, si pour la direction de vent donnée, le temps reste sec lorsque le nuage traverse les deux bassins, la Marne apparaît alors comme un cours d'eau préservé.

Enfin, on peut signaler, pour conclure ce paragraphe, que seules des situations d'étiage et débit moyen ont été examinées. Une crue où la rivière sortirait largement de son lit aggraverait les conséquences d'un éventuel accident par :

- l'extension de la surface de dépôt direct du nuage,
- l'accélération du transit des eaux contaminées jusqu'aux prises d'eau.

Il se trouve à ce propos que NOGENT/SEINE s'inscrit dans la vallée de la Seine en amont de la région de la Bassée, zone réputée de champs d'inondation, qui régule les crues de la Seine.

CONCLUSION GENERALE

En accord avec le groupe de travail distributeurs d'eau - Agence relatif à la future centrale de NOGENT SUR SEINE, l'Agence Financière de Bassin Seine-Normandie a poursuivi ses réflexions concernant les conséquences éventuelles d'un accident nucléaire majeur sur l'alimentation en eau potable de l'agglomération parisienne.

L'étude correspondante, menée conjointement par l'Agence, le Professeur BOUDET, et la SETUDE, se proposait essentiellement de dégager de premiers ordres de grandeur des contaminations possibles en situation accidentelle. En ce sens, le présent travail repose sur un certain nombre de limites et d'approximations.

L'étude s'est volontairement restreinte à l'analyse, selon trois scénarios climatiques, d'un accident avec rejet atmosphérique dans la centrale de NOGENT SUR SEINE. La même démarche pourrait s'appliquer aux centrales de DAMPIERRE et BELLEVILLE. Par ailleurs, d'autres voies de contamination de l'environnement, telles que la traversée du radier par le coeur en fusion ou une défaillance d'étanchéité d'un stockage d'effluents liquides, méritent également semblables développements.

En ce qui concerne les approximations, il apparaît au terme de cette étude, que l'erreur attachée aux principaux paramètres dans les trois configurations climatiques retenues, ne modifie guère l'esprit des principales conclusions.

En particulier, les résultats obtenus :

- confirment que l'eau superficielle constitue un vecteur de transfert privilégié de la radioactivité émise lors d'un accident avec rejet atmosphérique ; ceci enlève d'ailleurs, pour le cas spécifique de l'alimentation en eau potable, une partie de leur intérêt aux périmètres circulaires de crise définis par différents pays (Emergency planning zone),
- révèlent que l'iode 131, en dépit de sa faible période, demeure le principal contaminant potentiel des prises d'eau superficielles situées à l'amont de PARIS,
- indiquent qu'un accident nucléaire majeur est susceptible d'engendrer de graves conséquences tant par les niveaux de contamination des prises d'eau superficielles de la Seine ou de la Marne que par leur durée d'immobilisation,
- montrent qu'une contamination simultanée des prises d'eau de la Marne et de la Seine reste envisageable, mais implique toutefois l'intervention d'événements climatiques beaucoup plus improbables que dans les autres scénarios. En réalité, la Marne peut être considérée comme un cours d'eau relativement préservé sur le plan d'une contamination radioactive massive par une installation nucléaire civile.

.../...

- confirment enfin qu'il est possible de mettre au point pour chaque scénario climatique un modèle simplifié représentatif des principales étapes du transfert (diffusion atmosphérique - dépôt - ruissellement sur les bassins versants - écoulement en rivière) et utilisable rapidement en situation de crise.

Ces résultats ne peuvent qu'encourager les distributeurs d'eau et l'Agence de Bassin dans la poursuite de l'effort important d'amélioration de la sécurité de l'alimentation en eau potable consenti depuis de nombreuses années.

Dès à présent, une contamination de l'ampleur de celle décrite ici ne peut les laisser démunis. Ils disposent en effet de ressources alternatives (eaux souterraines, autres rivières), d'interconnexions et de reports de prises d'eau (réalisés ou en projet). De plus, un thème du programme d'études spécifique à la centrale, développé par l'Agence et les distributeurs d'eau porte sur l'amélioration des connaissances en matière de traitabilité des radioéléments dans les eaux contaminées (connaissance de la réaction des différentes étapes des filières de potabilisation et recherche de technologies de crise). Enfin, les distributeurs d'eau peuvent inciter les usagers à :

- procéder dans la période précédant l'arrivée de la contamination aux prises d'eau à des réserves individuelles d'eau potable,
- limiter pendant la période de contamination leur prélèvement au minimum indispensable.

Qu'il s'agisse des mesures alternatives ou des dispositions incitatives à l'intention des usagers, la mise en place d'un plan d'alerte suppose que les distributeurs d'eau soient eux-mêmes informés de l'imminence d'une contamination dans un délai suffisant. Compte tenu des temps de transit relativement courts calculés dans cette étude, l'insertion des distributeurs d'eau dans les plans particuliers d'intervention (*) des centrales nucléaires apparaît comme une mesure nécessaire.

De son côté, le Ministère de la Santé, et plus particulièrement le SCPRI, est seul habilité à envisager une éventuelle dérogation provisoire aux normes applicables au public.

Enfin, et pour conclure, il convient d'insister sur les probabilités d'occurrence excessivement faibles des accidents pris en compte dans la présente étude, confirmées par l'inexistence, à ce jour d'accidents de cette ampleur dans l'histoire des réacteurs P.W.R. De ce fait, il ne peut s'agir de s'appuyer sur les résultats obtenus ici pour surdimensionner les équipements de sécurité de l'alimentation en eau potable. La démarche particulière de l'Agence se justifiait néanmoins par la gravité des conséquences potentielles d'un accident nucléaire majeur et la multiplication des réacteurs installés en France. En particulier, à l'horizon 1990, ce sont 4 tranches à DAMPIERRE, 2 tranches à BELLEVILLE et 2 tranches à NOGENT SUR SEINE pour lesquelles un accident grave "atmosphérique" pourrait affecter la Seine à l'amont de PARIS.

(*) plans précisant les dispositions à prendre dans les premières heures suivant l'accident.

BIBLIOGRAPHIE SOMMAIRE

- (1) Agence Financière de Bassin Seine-Normandie (1984) : Centrale électronucléaire de NOGENT/SEINE ; élaboration d'un programme d'étude de l'impact éventuel de la centrale sur l'approvisionnement en eau de l'agglomération parisienne ; état d'avancement au 15/4/1984 ; 35 p.
- (2) USNRC (1975) : Reactor Safety study; an assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants ; Wash 1400 ; NUREG 75/014
- (3) USNRC (1982) : The development of severe Reactor Accident Source Terms : 1957-1981 ; rapport NUREG 0773
- (4) Journal Officiel de la République Française ; décret n° 66-400 du 20 Juin 1966 relatif aux principes généraux de protection contre les rayonnements ionisants
- (5) Electricité de France : étude d'impact et d'environnement de la centrale électronucléaire de NOGENT/SEINE ; rapport météorologique et climatologique
- (6) Agence Financière de Bassin Seine-Normandie (1972) : les bassins de la Seine et des cours d'eau normands ; tome 1 ; ressources en eau et données hydrologiques. Données climatiques
- (7) BOUDET R. (1984) : Etude de l'impact d'un accident nucléaire majeur à la centrale de NOGENT/SEINE sur l'alimentation en eau potable dans l'agglomération parisienne ; dispersion atmosphérique et dépôt au sol ; rapport pour l'AFBSN ; 20 p. + annexes
- (8) Nordlung G.I., Savolainen et al (1979) : "Effect of application of surface - Depletion Model on Estimated Reactor Accident Consequences" ; in Health Physics ; 37 ; pp 337-345
- (9) SETUDE (1985) : Etude de l'impact d'un accident nucléaire majeur à la centrale de NOGENT/SEINE sur l'alimentation en eau potable dans l'agglomération parisienne ; essai de quantification des conséquences du risque maximum crédible ; rapport pour l'AFBSN ; 23 p. + annexes
- (10) Organisation de Coopération et de développment économiques (1983) : Comparaison internationale sur la modélisation des conséquences des accidents de réacteurs ; résumé d'un rapport au CSIN par un groupe d'experts de l'AEN ; 98 p.
- (11) SETUDE (1981) : Inventaire des sources de pollution accidentelle potentielles en Seine-Amont et probabilité d'occurrence de ces pollutions ; rapport pour l'AFBSN et la DREIF ; 50 p.

.../...

- (12) Compagnie Générale des Eaux (1984) : Sécurité de l'alimentation en Eau de la Région Parisienne dans le sous-bassin de la Seine en amont de PARIS ; axe II ; campagnes de traçage ; rapport pour l'AFBSN et le SCBPE ; 75 p. + nombreuses annexes
- (13) AFBSN (1982) : Modélisation de la dispersion des substances solubles et pseudosolubles dans un cours d'eau ; cas de la Seine en amont de PARIS ; 13 p. + annexes
- (15) AFBSN (1982) ; idem rapport complémentaire n° 1

ANNEXE 1

SYNTHESE BIBLIOGRAPHIQUE SUR LE RISQUE D'ACCIDENT DANS LES CENTRALES NUCLEAIRES

La définition du thème "sûreté nucléaire" du programme d'étude Agence-distributeurs d'eau faisant appel à de nombreuses notions peu familières aux participants du groupe de travail préparatoire, il est apparu nécessaire de faire une première approche bibliographique du sujet, portant sur les principaux points suivants :

- 1 - Principes et dispositifs de sûreté dans les centrales PWR
- 2 - Notions d'accidents "hors dimensionnement"
- 3 - Evaluation du terme source des accidents hypothétiques
- 4 - Délais entre accident, rejet et contamination et évaluation du périmètre de contamination résultant d'un rejet atmosphérique.

Cette approche ne peut bien entendu prétendre à l'exhaustivité ou à une parfaite exactitude compte tenu du peu d'informations publiées sur le sujet.

1 - PRINCIPES ET DISPOSITIFS DE SURETE DANS LES CENTRALES PWR

La sûreté des centrales nucléaires repose sur le principe fondamental des trois barrières successives de rétention de la radioactivité :

- le gainage en zircaloy des crayons combustibles,
- le circuit primaire,
- l'enceinte de confinement.

A cela s'ajoutent de nombreux critères (règles fondamentales de sûreté, règles de conception et de construction) qu'il serait trop long d'évoquer ici.

..../...

En France, la conception des centrales s'effectue de façon générique. Chaque installation nucléaire d'un même type de tranche adopte ainsi exactement la même configuration, ce qui constitue un avantage non négligeable en matière de sûreté.

Le parc des centrales françaises est constitué actuellement, selon MORIN et HENDRICKX (1), en allant des tranches les plus anciennes aux plus récentes, des grandes familles suivantes en service ou en construction :

- en palier 900 MWe :
 - . tranches CP 1 (ex : DAMPIERRE),
 - . tranches CP 2 (ex : ST-LAURENT)
- en palier 1300 MWe : tranches P4 et P'4 (ex : FLAMANVILLE et NOGENT),
- en palier 1400 MWe : tranches N 4 (CHOOZ uniquement à l'heure actuelle).

La tranche P'4 à laquelle s'apparente la future centrale de NOGENT/SEINE se distingue des tranches précédentes CP1 et CP2 par :

- un circuit primaire à quatre boucles de refroidissement (au lieu de trois),
- un bâtiment réacteur à enceinte double sans peau d'étanchéité, ménageant un espace inter-enceintes maintenu en dépression. Le dimensionnement des enceintes extérieures et intérieures prévoit respectivement leur résistance aux accidents internes (surpression) et aux agressions et événements extérieurs à la centrale,
- une salle des machines radiale/bâtiment réacteur (organisation déjà adoptée dans CP 2)

Les tranches P'4 se différencient en outre de P4 par la réduction de la taille des bâtiments.

Le passage d'une famille de tranches à une autre offre aussi l'occasion de retenir le cas échéant de nouvelles dispositions permettant d'améliorer encore la sûreté des installations.

Outre les trois barrières mentionnées, les centrales nucléaires sont équipées de dispositifs de sauvegarde dont les trois principaux sont :

- le circuit d'injection de sécurité du coeur (Emergency Core Cooling System) assurant le refroidissement du coeur par injection d'eau boriquée (l'acide borique constituant un "poison" de la réaction en chaîne),

.../...

- le circuit d'aspersion de l'enceinte (radioactive removal by spray) qui assure par aspersion d'eau à partir du plafond de l'enceinte la dépressurisation de celle-ci et le lavage de l'atmosphère interne,
- le système d'isolement de l'enceinte qui permet, par la fermeture de clapets automatiques, son isolement complet. Les dispositifs de ventilation et de filtration "classiques" ne peuvent effectivement faire face au traitement de grande quantité d'aérosols radioactifs, ni résister aux charges thermiques et mécaniques résultant d'un accident avec fusion du coeur. Un programme de recherche français (PITEAS) porte actuellement, selon TANGUY et PELCE (2) sur la mise au point d'un système puissant de filtration permettant d'évacuer une partie des gaz comprimés dans l'enceinte en diminuant d'un facteur 10 leur concentration en iode et césium.

2 - NOTIONS D'ACCIDENTS HORS DIMENSIONNEMENT

2.1 - Evènements internes et externes

Les installations nucléaires en fonctionnement peuvent être soumises à des défaillances internes matérielles ou humaines, aux incendies ou explosions d'origines diverses et aux agressions externes. Ces dernières recouvrent les agressions d'origine naturelle (séismes, inondations,...), celles non volontaires liées à l'activité humaine (chutes d'avion de petite taille, environnement industriel,...) et enfin l'écclatement des groupes turboalternateurs avec émission de projectiles (encore appelés "missiles"). Ce dernier risque est considérablement réduit dans les centrales du palier 1300 MW avec l'orientation des axes de turbine vers le centre du bâtiment réacteur. Les risques occasionnés par les attentats ou sabotages posent un problème particulier qu'il est difficile de traiter ici, compte tenu du manque d'informations disponibles.

2.2 - Critères de dimensionnement des centrales nucléaires

Le dimensionnement des centrales nucléaires, en FRANCE comme à l'étranger, repose en priorité sur des critères de conception déterministes. Cette méthode consiste à imaginer des séquences d'accidents graves "plausibles", présumés majorants (ou "enveloppes") de familles d'accidents de moindre importance, qui vont conditionner le dimensionnement des organes essentiels de la centrale en matière de sûreté, à savoir :

- le réacteur,
- le circuit primaire,
- les systèmes de sauvegarde,
- l'enceinte de confinement.

.../...

L'approche probabiliste intervient ensuite pour :

- vérifier le bien fondé des options déterministes en évaluant les conséquences des accidents de référence par la construction des arbres d'événements correspondants,
- s'assurer que les probabilités d'occurrence des séquences d'accidents de référence s'inscrivent dans l'objectif réglementaire français de 10^{-6} /réacteur/an,
- rendre homogène les dispositions de sûreté en étudiant le déroulement de séquences accidentelles initiées par des événements de moindre gravité mais de plus forte probabilité. A cet égard, l'expérience malheureuse de TMI -2 a bien montré comment un événement d'importance limitée à l'origine a pu dégénérer lentement par la succession imprévue de défaillance matérielles et humaines.

2.3 - Typologie des configurations d'incidents et d'accidents

2.3.1- Généralités

L'examen des conditions de fonctionnement des centrales associées aux différents risques envisagés dans le dimensionnement, a conduit les services de sûreté d'Electricité de FRANCE à les classer en quatre catégories (3).

La catégorie I regroupe les conditions normales de fonctionnement, la II les incidents de fréquence modérée, la III les accidents peu probables (fréquence d'apparition entre 10^{-4} et 10^{-6} /réacteur/an) et la IV les accidents déjà qualifiés d'hypothétiques (fréquence entre 10^{-4} et 10^{-6}). La catégorie IV contient ainsi les accidents de référence (Design Basic Accidents) et notamment l'accident de perte de réfrigérant primaire grande brèche (L.B.L.O.C.A. ou large break loss of coolant accident pour les auteurs anglo-saxons), qui correspond à la rupture dite "guillotine" d'une canalisation primaire dans son plus gros diamètre. Cet accident, induisant le découvrement partiel et un défaut momentané d'évacuation de la chaleur résiduelle du coeur du réacteur, peut être maîtrisé par la mise en oeuvre automatique des systèmes de sauvegarde dimensionnés à cet effet. Ainsi les conséquences de ce type d'accident en matière de rejets dans l'environnement sont-elles limitées.

La prudence recommande d'envisager également des configurations accidentelles extrêmes, "hors dimensionnements" (probabilité d'occurrence inférieure à 10^{-6} /réacteur/an), souvent appelées accidents "hypothétiques". De tels accidents réfèrent implicitement à la fusion du coeur du réacteur, événement le plus grave en soi, envisageable dans les séquences accidentelles.

PELCE et al (4) indiquent que les réflexions menées en FRANCE par l'I.P.S.N. ont abouti à distinguer parmi les accidents hors dimensionnement engendrés par la fusion d'une grande partie du coeur du réacteur :

- des accidents hypothétiques "concevables" car faisant intervenir "une succession de phénomènes physiques de caractère inéluctable (probabilité 1) évalués sur des bases réalistes",

- des accidents "à la limite du concevable" supposant "la conjonction autrement plus improbable de phénomènes physiques susceptibles de conduire à des conséquences particulièrement graves".

De multiples causes (toutes de probabilités extrêmement faibles et inférieures a priori à 10^{-6} /an) peuvent amener la fusion du coeur. On peut citer notamment :

- un LOCA large brèche suivi d'une défaillance des dispositifs de sauvegarde, entraînant le découvrement prolongé du coeur et une montée de la température de celui-ci jusqu'au stade de la fusion,
- un LOCA petite brèche (**)(small break LOCA) dégénérant lentement par défaillances successives humaines et matérielles et conduisant de la même façon que le cas précédent à une montée excessive du coeur en température,
- des transitoires (phases avec modification des paramètres physiques par rapport à la normale) combinés à un dysfonctionnement du dispositif d'arrêt d'urgence et des systèmes de sauvegarde.

Outre la classification en quatre catégories mentionnées dans les rapports de sûreté du palier 900 MW d'E.D.F., on peut également citer, en cela qu'elle est encore employée dans certains ouvrages, une classification de l'Atomic Energy Commission qui remonte à 1971. Cette classification distingue neuf classes d'accidents de gravité croissante et probabilité décroissante de 1 à 9. C'est ainsi que l'accident de classe 9 a longtemps recouvert dans la terminologie les accidents de gravité supérieure aux scénarios de dimensionnement.

2.3.2. - Présentation des travaux de référence de l'U.S.N.R.C. (United States Nuclear Regulatory Commission)

2.3.2.1. - Le rapport Wash 1400

Il n'est guère possible d'évoquer la classification des accidents de centrale à eau légère (pressurisée ou bouillante : PWR ou BWR), sans mentionner l'étude de référence dirigée par Rasmussen, ou Wash 1400 (5). cet ouvrage constitue la première tentative de grande ampleur d'évaluation fiabiliste et probabiliste (Probabilistic risk assessment ou P.R.A.) du risque associé aux accidents de centrale nucléaire. L'étude porte sur deux réacteurs spécifiques :

- un réacteur PWR conçu selon le procédé Westinghouse : Surry,
- un réacteur BWR General Electric : Peach Bottom.

Une partie du rapport est consacrée à l'analyse des accidents dans ces centrales, l'autre partie s'orientant vers l'étude des conséquences des accidents sur l'environnement et bien entendu sur les populations.

.../...

(*) Institut de Protection et Sûreté Nucléaire du Commissariat à l'Energie Atomique.

(**) la fermeture incomplète de la vanne de décharge du pressuriseur telle que cela s'est produit à la centrale TMI est assimilée à un LOCA petite brèche.

Dans les centrales, la décomposition des systèmes par construction des arbres des défauts permet de distinguer, en remontant jusqu'aux événements élémentaires tous les scénarios d'accident susceptibles de conduire à des rejets accidentels dans l'environnement.

Le rapport Wash 1400 définit ainsi un code des principaux événements caractéristiques dont la combinaison forme les séquences accidentelles envisageables (par exemple : A = accident par perte de réfrigérant primaire grosse ou moyenne brèche ; B = défaillance de l'alimentation électrique des dispositifs de sûreté, etc...). Les modes de défaillance de confinement sont eux-mêmes décrits de la façon suivante :

- α : surpression explosive engendrée par la chute du coeur en fusion ou "corium" (ensemble du combustible, des gainages et de l'acier des structures fondus) dans l'eau de la cuve du réacteur et la réaction qui s'ensuit
- β : mauvaise étanchéité de l'enceinte par défaillance du système d'isolement (vannes mal fermées ou fuites par les circuits)
- γ : perte d'intégrité de l'enceinte par explosion de l'hydrogène formé lors de la réaction de la vapeur d'eau issue du circuit primaire décomprimé sur le zircaloy des gainages et l'acier des composants
- δ : perte d'étanchéité de l'enceinte par surpression interne résultant de l'accumulation de dioxyde et d'oxyde de carbone incondensables produits par réaction du corium avec le béton des structures (décomposition du béton)
- ϵ : perte d'intégrité du confinement résultant de la traversée du radier de la cuve et du confinement par le coeur en fusion ; c'est aussi ce que l'on appelle en langage journalistique "le syndrome chinois".

(Cette terminologie est encore actuellement couramment utilisée dans les études de sûreté. En FRANCE, la construction de centrales à double enceinte introduit des séquences d'événements différentes qu'il est possible toutefois, selon PELCE et al (4), de décrire avec les principales catégories précitées).

Sur la base du catalogue de symboles définis, le Wash 1400 parvient à réduire les séquences accidentelles de centrales PWR type Surry en neuf catégories de rejets accidentels (cinq catégories seulement pour la filière BWR).

- les PWR 1 à 3 supposent la fusion du coeur et une rupture importante du confinement, consécutive à une surpression interne engendrée par explosion de vapeur, explosion d'hydrogène, production excessive de vapeur et de gaz ou défaillance de refroidissement de l'enceinte,
- PWR 4 correspond à un scénario associant la défaillance des dispositifs de refroidissement du coeur et aspersion de l'enceinte après un accident par perte de réfrigérant et un défaut d'isolation de l'enceinte,

.../...

- PWR 5 est analogue à la catégorie précédente à la différence que le système d'aspersion de l'enceinte est supposé fonctionner,
- les PWR 6 et 7 intéressent les rejets associés à la traversée du radier par le coeur en fusion,
- les PWR 8 et 9 regroupent des accidents de moindre gravité et se distinguent l'un de l'autre par le maintien ou non de l'isolation du confinement.

2.3.2.2 - Travaux récents de l'USNRC

Dès sa publication, le rapport Rasmussen a fait l'objet de nombreuses controverses et donné lieu à la création d'un comité d'étude de ses conclusions. Ce comité, dirigé par LEWIS s'accorde à reconnaître, selon MARGULI (6), l'intérêt de l'étude WASH 1400 pour ce qui concerne :

- la mise au point d'une méthode rationnelle d'étude de sûreté des réacteurs
- la mise en évidence de nouvelles séquences accidentelles qui n'avaient pas été imaginées auparavant ou du moins insuffisamment prises en compte alors qu'elles représentent en définitive une contribution importante au risque global (par exemple les séquences initiées par un accident par perte de réfrigérant primaire "petite brèche").

En revanche, le comité LEWIS et bien d'autres auteurs estiment que le rapport WASH 1400 reste entaché d'un certain nombre d'imprécisions, voire d'erreurs :

- de grosses incertitudes pèsent sur l'évaluation de certaines probabilités d'événements élémentaires,
- des expériences nombreuses montrent que les processus physico-chimiques de séparation de phase intervenant dans le réacteur et l'enceinte de confinement ont été largement sous-estimés,
- l'étude WASH1400 reste trop spécifique à un seul site nucléaire.

Par ailleurs, les connaissances ont largement évolué depuis dans différents domaines et notamment dans :

- la modélisation des phénomènes physiques intervenant lors de la fusion du coeur du réacteur,
- les bases de données de fiabilité.

L'USNRC (7), (8) a ainsi été amené, tout en conservant le principe de la démarche adoptée par Rasmussen, à revoir la classification des rejets en s'orientant vers une typologie générique (non tributaire d'un site particulier) constituée de cinq catégories. Ces catégories, ou Siting Source Term (SST) sont définies approximativement de la façon suivante :

- SST 1 réunit les accidents les plus graves, alliant fusion du coeur et rupture grave du confinement,

.../...

- SST2 regroupe les séquences accidentelles avec perte de réfrigération du coeur mais maintien en état du système d'aspersion de l'enceinte. Cette catégorie s'apparente au PWR 5 défini précédemment,
- SST3 implique une défaillance du système de refroidissement du coeur mais le bon fonctionnement des autres systèmes de sûreté,
- SST4 et SST5 qualifient les accidents de moindre importance.

2.3.3.3 - Présentation rapport OCDE

L'Agence pour l'Energie Nucléaire de l'Organisation de Coopération et de Développement Economique a publié récemment (9) les résultats d'une étude visant à comparer les modèles de calculs utilisés dans différents pays pour évaluer les conséquences des accidents de réacteurs. Dans ce cadre et afin de fournir aux différents pays membres des bases de calculs identiques, trois rejets accidentels ont été définis, qualifiés de BMR 1, BMR 2, BMR3. Leurs caractéristiques générales sont identiques à l'exception des vitesses de dégagement d'énergie et des durées de rejet.

Bien que peu détaillés et peu variés, les rejets BMR présentent l'intérêt de figurer dans une publication officielle dont la FRANCE est cosignataire. En l'absence de renseignements plus précis sur les caractéristiques des rejets accidentels de centrales nucléaires françaises, c'est donc ce document qui a servi de base de calcul à l'étude ci-annexée.

Toutefois, il convient de mentionner une remarque importante accompagnant la description des rejets dans le document OCDE. Il y est en effet précisé que les rejets BMR correspondent aux rejets les plus graves pris en compte par les états-membres et que les données techniques les plus récentes confirment le "caractère nettement surestimé" des rejets en question.

3 - EVALUATION DU TERME SOURCE DES ACCIDENTS HYPOTHETIQUES

L'évaluation du terme source correspondant aux scénarios d'accident majeur demeure un des principaux et des plus complexes sujets d'étude des services de sûreté. En l'absence d'expérience, de telles estimations se fondent sur des bases théoriques et sur des expérimentations fragmentaires visant à reproduire telle ou telle étape des complexes phénomènes mis en jeu. Avant de présenter quelques listes de rejets publiés dans les rapports de l'U.S.N.R.C, il n'est pas inutile de formuler quelques remarques générales relatives à l'évaluation du terme source

3.1 - Généralités

- a) Dans toutes les formes d'accidents répertoriés au paragraphe précédent, un rejet liquide direct n'est guère concevable (*), compte tenu de la structure du confinement. Les deux formes de rejet envisageables restent ainsi :
 - l'émission de gaz et d'aérosols par perte d'intégrité du confinement,
 - la traversée du radier par le coeur en fusion, pouvant entraîner la contamination des nappes phréatiques par les débris du coeur et les produits de fission volatiles piégés dans le sol.

.../...

(*) autrement que par la rupture d'une cuve de stockage d'effluents usés ou d'une canalisation secondaire externe à l'enceinte du confinement et au bâtiment des auxiliaires nucléaires, ce qui implique l'occurrence d'un accident.

b) L'émission dans l'enceinte de confinement des produits de fission dépend étroitement de leur forme physico-chimique. Elle s'effectue en priorité pour les gaz puis les formes les plus volatiles. Les autres produits de fission vont se condenser rapidement ou précipiter au voisinage du coeur en fusion. De ce fait seule une petite fraction des éléments radioactifs libérés par celui-ci est susceptible de parvenir dans l'enceinte de confinement. ALBRECHT et PERINIC (10) ont classé comme suit les produits de fission en fonction de leurs aptitudes à la vaporisation :

Xe, Kr > I, Br > Cs, Rb > Te, Se, Sb > Sr, Ba, ...

L'iode et le césium apparaissent ainsi comme des éléments très volatils, produits de surcroît en abondance par la réaction de fission. Ces éléments, de périodes relativement longues (750 jours pour le césium 134, 13 jours pour le césium 136, 30 ans pour le césium 137 et 8 jours pour l'iode 131), aisément métabolisables par l'organisme, constituent ainsi les contaminants majeurs pour l'environnement, résultant d'un accident hors dimensionnement.

Restent également dans une moindre mesure pour leur contribution significative au risque de contamination interne, le rubidium, le tellure, voire aussi le sélénium, l'antimoine et le strontium.

Les formes très solubles représentent, selon TONG (11) une grande partie de l'iode et du césium libérés par le coeur (iodure de césium notamment). Elles peuvent être ainsi pour une grande part fixées dans la fraction liquide de l'enceinte de confinement par le système d'aspersion de l'enceinte, quand il fonctionne. Les formes organiques de l'iode (iodure de méthyle, acide hypoiodique), persistantes dans l'atmosphère du confinement, ne représentent pas plus de 5 % de l'iode libéré par le coeur.

Par ailleurs, une grande partie des aérosols libérés est amenée à se déposer sur les parois des structures. Ce processus, reconnu généralement comme important pour la neutralisation des aérosols, reste encore imparfaitement connu en raison de la méconnaissance de la cinétique de dépôt en parois. Le programme de recherche français "PITEAS", déjà mentionné précédemment, vise à déterminer notamment la répartition de l'iode moléculaire dans l'atmosphère, l'eau et sur des parois de diverses natures.

A titre indicatif, on peut citer les activités de l'iode mesurées dans l'enceinte de confinement de la centrale de TMI -2 après l'accident, rapportées par la commission d'étude officielle (12) : 10,6 millions de curies d'iode dans l'eau du confinement et 36.000 curies dans l'atmosphère de celui-ci. Il faut rappeler, en regard de ces chiffres, que l'accident TMI -2 n'a provoqué dans l'environnement, selon BATTIST (13), que le rejet d'une quinzaine de curies d'iode, l'enceinte simple de confinement, les systèmes d'aspersion et de filtration ayant assuré leurs fonctions.

c) La structure du confinement joue un grand rôle dans le taux de libération et la composition qualitative des éléments libérés dans l'enceinte. PELCE et al (4) indiquent que, pour les centrales équipées d'une double enceinte, le rejet s'effectuerait après fissuration de l'enceinte interne mais résistance

.../...

de la paroi externe, par l'intermédiaire des conduits de ventilation et des systèmes de filtration, supposés arrachés ou d'efficacité quasi nulle (hypothèse majeure). A ce niveau, l'adjonction d'un système de filtration de plus grande capacité (déjà mentionné plus haut) pourrait permettre une importante réduction des aérosols radioactifs et des éléments volatils (iode, césium, ...), mais aussi des gaz rares (Krypton, Xenon, ...) et du tritium dont le rejet dans l'environnement ne peut être évité dès lors qu'il y a perte de l'intégrité du confinement. Les gaz rares n'étant pas métabolisés par l'organisme, ni solubles dans l'eau, ne rentrent pas dans l'étude de la voie de transfert "eau potable". Le tritium quant à lui ne peut être négligé, mais il convient de rappeler que le rayonnement émis par celui-ci est de très faible énergie ($E_{\max} = 18,5 \text{ kev}$), exclusivement de nature β .

WILKINS et al (14), à propos de centrales américaines du type BWR-6 équipées d'une double enceinte avec reprise des fuites dans un système de filtration suffisamment dimensionné, avancent dans le cas d'un accident avec fusion du coeur, des facteurs de rétention de 10^{-1} à 10^{-2} pour les gaz rares et $2,5 \cdot 10^{-6}$ pour les halogènes et les particules.

3.2 - Présentation de quelques terme-sources

Le terme source tel qu'il est présenté dans différents ouvrages scientifiques s'exprime par un taux de libération à l'extérieur de l'enceinte, spécifique à chaque catégorie ou famille de radio-éléments, et par les caractéristiques générales du rejet (hauteur du rejet, durée du rejet, ...). La quantification des doses d'éléments rejetés s'effectue par multiplication de ce coefficient par les termes de l'inventaire initial du coeur au moment de l'accident. Les tableaux 1 et 2 présentent les inventaires du coeur des réacteurs PWR de 2550 MWth et 3200 MWth (6), (9).

Les tableaux 3, 4 et 5 détaillent les termes sources correspondant aux catégories accidentelles exposées dans le paragraphe précédent. Enfin, le tableau 6 indique pour les principales situations accidentelles et sur la base de l'inventaire du tableau 1, la valeur des rejets correspondants en curies et bequerels.

En dépit des améliorations apportées par les classifications les plus récentes, les valeurs de terme source associées aux différentes catégories d'accident restent à employer avec précautions, dans la mesure où :

- il n'est toujours guère possible de représenter de façon certaine les phénomènes très complexes mis en jeu,
- on ne peut prétendre réellement prendre en compte toutes les situations envisageables,
- les processus atténuant les rejets effectifs de radioactivité dans l'environnement restent encore sous-estimés,
- les centrales françaises comportent de nombreuses particularités qui rendent difficiles l'extrapolation des travaux américains.

TABLEAU 1

INVENTAIRE DE 54 RADIONUCLEIDES

POUR UN REACTEUR DE 2550 MW th

(d'après MARGULIES et al (6))

No.	Radionuclide	Radioactive Inventory Source (curies x 10 ⁺⁸)	Half-Life (days)
1	Cobalt-58	0.0063	71.0
2	Cobalt-60	0.0024	1,920
3	Krypton-85	0.0047	3,950
4	Krypton-85m	0.20	0.183
5	Krypton-87	0.39	0.0528
6	Krypton-88	0.57	0.117
7	Rubidium-86	0.00022	18.7
8	Strontium-89	0.79	52.1
9	Strontium-90	0.031	11,030
10	Strontium-91	0.93	0.403
11	Yttrium-90	0.033	2.67
12	Yttrium-91	1.02	59.0
13	Zirconium-95	1.27	65.2
14	Zirconium-97	1.27	0.71
15	Niobium-95	1.27	35.0
16	Molybdenum-99	1.36	2.8
17	Technetium-99m	1.19	0.25
18	Ruthenium-103	0.93	39.5
19	Ruthenium-105	0.61	0.185
20	Ruthenium-106	0.21	366
21	Rhodium-105	0.41	1.50
22	Tellurium-127	0.05	0.391
23	Tellurium-127m	0.009	109
24	Tellurium-129	0.26	0.048
25	Tellurium-129m	0.045	34
26	Tellurium-131m	0.11	1.25
27	Tellurium-132	1.02	3.25
28	Antimony-127	0.051	3.88
29	Antimony-129	0.28	0.179
30	Iodine-131	0.72	8.05
31	Iodine-132	1.02	0.0958
32	Iodine-133	1.44	0.875
33	Iodine-134	1.61	0.0366
34	Iodine-135	1.27	0.28
35	Xenon-133	1.44	5.28
36	Xenon-135	0.28	0.384
37	Cesium-134	0.063	7.0
38	Cesium-136	0.025	13.0
39	Cesium-137	0.39	11,000
40	Barium-140	1.36	12.8
41	Lanthanum-140	1.36	1.67
42	Cerium-141	1.27	32.3
43	Cerium-143	1.1	1.38
44	Cerium-144	0.72	284
45	Praseodymium-143	1.1	13.7
46	Neodymium-147	0.51	11.1
47	Neptunium-239	13.94	2.35
48	Plutonium-238	0.00048	32,500
49	Plutonium-239	0.00017	8.9 x 10 ⁶
50	Plutonium-240	0.00017	2.4 x 10 ⁶
51	Plutonium-241	0.028	5,350
52	Americium-241	0.000014	1.5 x 10 ⁵

TABLEAU 2

INVENTAIRE DE 54 RADIONUCLEIDES
POUR UN REACTEUR DE 3200 MW th
(d'après O.C.D.E. (g))

No	Radionucléide	Activité (Curies x 10 ⁻⁸)	Période (jours)
1	Cobalt-58	0,0078	71,0
2	Cobalt-60	0,0029	1 920
3	Krypton-85	0,0056	3 950
4	Krypton-85m	0,24	0,183
5	Krypton-87	0,47	0,0528
6	Krypton-88	0,68	0,117
7	Rubidium-86	0,00026	18,7
8	Strontium-89	0,94	52,1
9	Strontium-90	0,037	10 300
10	Strontium-91	1,1	0,403
11	Yttrium-90	0,039	2,67
12	Yttrium-91	1,2	59,0
13	Zirconium-95	1,5	65,2
14	Zirconium-97	1,5	0,71
15	Niobium-95	1,5	35,0
16	Molybdène-99	1,6	2,8
17	Technétium-99m	1,4	0,25
18	Ruthénium-103	1,1	39,5
19	Ruthénium-105	0,72	0,185
20	Ruthénium-106	0,25	366
21	Rhodium-105	0,49	1,50
22	Tellure-127	0,059	0,391
23	Tellure-127m	0,011	109
24	Tellure-129	0,31	0,048
25	Tellure-129m	0,053	33,6
26	Tellure-131m	0,13	1,25
27	Tellure-132	1,2	3,25
28	Antimoine-127	0,061	3,88
29	Antimoine-129	0,33	0,179
30	Iode-131	0,85	8,05
31	Iode-132	1,2	0,0958
32	Iode-133	1,7	0,875
33	Iode-134	1,9	0,0366
34	Iode-135	1,5	0,280
35	Xénon-133	1,7	5,28
36	Xénon-135	0,34	0,384
37	Césium-134	0,075	750
38	Césium-136	0,030	13,0
39	Césium-137	0,047	11 000
40	Baryum-140	1,6	12,8
41	Lanthane-140	1,6	1,67
42	Cérium-141	1,5	32,3
43	Cérium-143	1,3	1,38
44	Cérium-144	0,85	284
45	Praséodyme-143	1,3	13,7
46	Néodyme-147	0,60	11,1
47	Neptunium-239	16,4	2,35
48	Plutonium-238	0,00057	32 500
49	Plutonium-239	0,00021	8,9x10 ⁶
50	Plutonium-240	0,00021	2,4x10 ⁶
51	Plutonium-241	0,034	5 350
52	Américium-241	0,000017	1,5x10 ⁵
53	Curium-242	0,0050	163
54	Curium-244	0,00023	6 630

CATEGORIES DE REJET ACCIDENTEL D'UNE CENTRALE PWR (SURRY) , D'APRES RSS WASH 1400 (5)

SEQUENCE IDENTIELLE	PROBA. PAR REACTEUR AN	DUREE ^a AVANT REJET (hr)	DUREE ^b DU REJET (hr)	DUREE ^c DISPONIBLE AVANT REJET (hr)	ENERGIE 10 ⁶ Btu/hr	FRACTION DE L'INVENTAIRE, DU COEUR LIBREE						
						Xe-Kr	I ^d	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru ^e	La ^f
PW R 1	9 x 10 ⁻⁷	2,5	0,5	1,0	20 et 520	0,9	0,7	0,4	0,4	0,05	0,4	3.10 ⁻³
PW R 2	8 x 10 ⁻⁶	2,5	0,5	1,0	170	0,9	0,7	0,5	0,3	0,06	0,02	4.10 ⁻³
PW R 3	4 x 10 ⁻⁶	5,0	1,5	2,0	6	0,8	0,2	0,2	0,3	0,02	0,01	3.10 ⁻³
PW R 4	4 x 10 ⁻⁷	2,0	3,0	2,0	1	0,6	0,09	0,04	0,01	5.10 ⁻¹	3.10 ⁻³	4.10 ⁻⁴
PW R 5	7 x 10 ⁻⁷	2,0	4,0	1,0	0,1	0,3	0,03	9.10 ⁻¹	5.10 ⁻³	1.10 ⁻³	6.10 ⁻⁴	7.10 ⁻⁵
PW R 6	6 x 10 ⁻⁶	12,0	10,0	1,0	-	0,3	8.10 ⁻⁴	8.10 ⁻⁴	1.10 ⁻³	9.10 ⁻⁵	7.10 ⁻⁵	1.10 ⁻⁵
PW R 7	4 x 10 ⁻⁵	10,0	10,0	1,0	-	6.10 ⁻¹	2.10 ⁻⁵	1.10 ⁻⁵	2.10 ⁻⁵	1.10 ⁻⁶	1.10 ⁻⁶	2.10 ⁻⁷
PW R 8	4 x 10 ⁻⁵	0,5	0,5	-	-	2.10 ⁻³	1.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴	1.10 ⁻⁶	1.10 ⁻⁸	0	0
PW R 9	4 x 10 ⁻⁴	0,5	0,5	-	-	3.10 ⁻⁶	1.10 ⁻⁷	6.10 ⁻⁷	1.10 ⁻⁹	1.10 ⁻¹¹	0	0

a - intervalle de temps séparant le début de l'accident et le rejet de radioactivié dans l'atmosphère

b - durée pendant laquelle la majeure partie de la radioactivité est rejetée dans l'atmosphère

c - intervalle de temps entre la reconnaissance de l'imminence d'un rejet (décision d'engager les mesures de protection du public) et le rejet de radioactivité dans l'atmosphère

d - l'iode organique est combiné avec les iodes élémentaires dans les calculs. Toute erreur à ce niveau serait négligeable dans la mesure où la fraction rejetée est relativement faible pour toutes les grandes catégories de rejet

e - inclut Ru, Rh, Co, Mo, Tc

f - inclut Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Np, Pu, Am, Cm

TABLEAU N° 4

TERME-SOURCES EN SITUATIONS D'ACCIDENT, D'APRES USNRC (8)

CATEGORIE DE REJET	FUITE DU CONFINEMENT	DUREE AVANT* REJET (hr)	DUREE DU REJET (hr)	DUREE* DISPONIBLE AVANT REJET (hr)	ENERGIE	FRACTION DE L'INVENTAIRE RELACHEE PAR GROUPE D'ELEMENTS						
						Xe-Kr*	I	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Rv	La
T 1	Importante	1,5	2	0,5	0	1,0	0,45	0,67	0,64	0,07	0,05	9.10^{-3}
T 2	Importante	3	2	1	0	0,9	3.10^{-3}	9.10^{-3}	3.10^{-2}	1.10^{-3}	2.10^{-3}	3.10^{-6}
T 3	1%/jour	1	4	0,5	0	6.10^{-3}	2.10^{-4}	1.10^{-5}	2.10^{-5}	1.10^{-6}	2.10^{-6}	1.10^{-6}
T 4	1%/jour	0,5	1	-	0	3.10^{-6}	1.10^{-7}	6.10^{-7}	1.10^{-9}	1.10^{-11}	0	0
T 5	0,1%/jour	0,5	1	-	0	3.10^{-7}	1.10^{-8}	6.10^{-8}	1.10^{-10}	1.10^{-12}	0	0

* pour la signification de ces termes, ainsi que pour plus de détails sur les groupes de radioéléments, on se reportera au tableau précédent.

TABLEAU 5

CARACTERISTIQUES DES REJETS
ACCIDENTELS BMR
(d'après O.C.D.E. (9))

Rejet accidentel	Moment du rejet /heures/ (a)	Durée du rejet /heures/	Délai de préavis /heures/ (b)	Hauteur du rejet /m/	Puissance libérée /MW/
BMR1	1	1	1	20	0
BMR2	1	1	1	20	150
BMR3	1	10	1	20	0

a) Moment du rejet : temps écoulé entre l'arrêt du réacteur et le début du rejet.

b) Délai de préavis : temps écoulé entre l'avertissement enjoignant de commencer à prendre les mesures de protection d'urgence et le début du rejet.

FRACTIONS LIBEREES LORS DES REJETS BMR1, BMR2, et BMR3

Groupe de nucléides	Fraction libérée
Xe-Kr	1,0
I	0,3
Cs-Rb	0,3
Te-Sb	0,3
Ba-Sr	0,03
Ru, Rh, Co, Mo, Tc	0,03
Y, La, Zr, Nb, Ce, Pr	0,003

TABLEAU 6 : TERMES SOURCES ASSOCIES A DIFFERENTS SCÉNARIOS CONCEVABLES D'ACCIDENTS MAJEURS DANS LES CENTRALES PWR*

TERME SOURCE SCENARIO	TAUX DE LIBERATION		VALEUR REJETEE						OBSERVATIONS
	I ₁₃₁	C _{s 134}	I ₁₃₁		C _{s 134}				
			Ci	Bq	Ci	Bq	Ci	Bq	
PWR 4	0,09	0,04	6,5.10 ⁶	2,4.10 ¹⁷	2,5.10 ⁵	9,2.10 ¹⁵	Rejet direct atmosphérique par fuites de l'enceinte		
PWR 5	0,03	9 x 10 ⁻³	2,2.10 ⁶	8.10 ¹⁶	5,7.10 ⁴	2 1.10 ¹⁵	Rejet direct atmosphérique par fuites de l'enceinte		
PWR 6	8.10 ⁻⁴	8.10 ⁻⁴	5,8.10 ⁴	2,1.10 ¹⁵	5.10 ³	1 8.10 ¹⁴	Traversée du radier par le coeur en fusion		
PWR 7	2.10 ⁻⁵	10 ⁻⁵	1,4.10 ³	5,2.10 ¹³	6,3	2,3.10 ¹¹	Traversée du radier par le coeur en fusion		
SST1	0,45	0,67	3,2.10 ⁷	1,2.10 ¹⁸	4,2.10 ⁶	1,5.10 ¹⁷	Accidents de gravité décroissante de SST1 à SST3, impliquant la fusion du coeur		
SST2	3.10 ⁻³	9.10 ⁻³	2,1.10 ⁵	7,8.10 ¹⁵	5,7.10 ⁴	2,1.10 ¹⁵	et la défaillance plus ou moins généralisée des systèmes de sûreté.		
SST3	2.10 ⁻⁴	10 ⁻⁵	1,4.10 ⁴	5,2.10 ¹⁴	6,3	2,3.10 ¹¹			
BMR	0,3	0,3	2,2.10 ⁷	8,1.10 ¹⁷	1,9.10 ⁶	7.10 ¹⁶	Fusion du coeur et rejet atmosphérique direct par fuite de l'enceinte		

* Ces valeurs sont données pour l'inventaire initial du coeur d'un réacteur de 2.550 MWth, soit 850 MWe : 72 Millions de Curies d'I₁₃₁ et 6,3 Millions de Curies de C_{s 134}

4 - REMARQUES CONCERNANT LES DELAIS ENTRE ACCIDENTS, REJETS ET CONTAMINATION, ET L'EVALUATION DU PERIMETRE DE CONTAMINATION RESULTANT D'UN REJET ATMOSPHERIQUE

4.1 - Délai

Lorsqu'un accident survient dans une centrale, l'existence de dispositifs de contrôle multiples et redondants (par sécurité) assure sa détection très rapidement. Toutefois, à ce stade, l'éventualité d'un rejet radioactif accidentel n'est pas toujours prévisible, compte tenu des modes d'évolution très complexes et variées de l'accident à partir de l'évènement initiateur.

L'observation des tableaux 2, 3 et 4 montre bien par ailleurs que l'évaluation du délai accident-rejet varie dans de large proportions selon la catégorie d'accident et la classification utilisées.

En ce qui concerne les centrales nucléaires françaises, la connaissance des séquences d'évènements accidentels et l'expérience acquise par différents programmes de recherches permettant d'estimer, selon PELCE et al (3) qu'en situation d'accident majeur restant dans le domaine du concevable, un délai minimum de 24 heures s'écoule entre l'occurrence de l'accident et l'émission des rejets radioactifs correspondants. Il n'en est pas de même pour le mode accidentel ALPHA considéré inconcevable, qui pourrait se traduire par un rejet dix à cinquante fois plus important que pour les autres modes, différé de quelques heures seulement.

MARGULIES (14) précise que le rejet accidentel une fois amorcé peut se poursuivre pendant une durée qui varie de une heure à plusieurs jours, mais qu'en tout état de cause, la majorité de celui-ci s'effectue avant un délai qui varie quant à lui de une heure à une journée (ces valeurs seraient peut-être à reconsidérer pour le cas des centrales à double enceinte).

L'évaluation du temps nécessaire à la radioactivité libérée pour contaminer différents points particuliers de l'environnement des centrales demande ensuite une bonne connaissance des caractéristiques climatiques de l'environnement du site (distribution et vitesse des vents, pluviométrie, conditions de stabilité) et des conditions d'écoulement en rivières ou en nappes.

4.2 - Evaluation du périmètre de contamination

Les facteurs climatiques de diffusion du panache radioactif, la composition de celui-ci et l'environnement du site (couverture végétale du sol, relief, ...) vont déterminer le trajet suivi par le nuage, la cinétique de décomposition des aérosols et par là même l'extension des zones contaminées.

Aux U.S.A., la Nuclear Regulatory Commission a distingué deux zones sensibles concentriques autour des centrales (Emergency Planning Zone) selon la nature du risque encouru : irradiation externe par exposition directe au nuage radioactif ou contamination interne par ingestion d'eau et d'aliments contaminés. Les rayons de ces zones ont été fixés à 10 miles (16,1 km) pour l'irradiation externe et 50 miles (80,5 km) pour la contamination interne, en fonction des normes imposées en matière de contamination, des risques répertoriés dans l'étude

.../...

WASH 1.400 et des facteurs climatiques généraux de diffusion. La délimitation de la zone éloignée repose notamment sur le fait qu'à une distance de 80 km, l'essentiel des particules transportées par le nuage radioactif s'est redéposé.

Cette approche ne peut toutefois s'appliquer au cas particulier de l'alimentation en eau potable par les ressources superficielles. La concentration des éléments radioactifs solubles de période suffisamment longue déposés sur les bassins versants puis lessivés dans les cours d'eau nourriciers est en effet susceptible de se maintenir très en aval dans un même ordre de grandeur (aux facteurs de dilution et de séparation de phases près).

Il convient ainsi de traiter ce problème de façon spécifique en utilisant les modèles existants de diffusion atmosphérique, redéposition, lessivage et écoulement en rivière. Le rapport précédant la présente annexe bibliographique constitue une première tentative d'application qui justifie pleinement par les résultats obtenus le bien fondé de cette démarche.

CONCLUSION

Cette synthèse bibliographique n'a pour objectif que d'apporter quelques informations, nécessairement très incomplètes, sur la sûreté nucléaire des centrales PWR et l'évaluation des risques résultant d'accidents majeurs au sein de celles-ci.

Ce document s'est attaché en priorité à l'évocation des accidents internes dans les centrales. Les risques relatifs aux attentats n'ont pu être traités ici pour la raison bien compréhensible qu'il n'existe quasiment pas de références bibliographiques sur le sujet. Les catastrophes naturelles n'ont pas non plus été prises en compte dans cette synthèse et ce, volontairement, car le problème est trop vaste.

On peut toutefois penser que les catégories d'accidents développées dans ce rapport constituent des situations accidentelles particulièrement graves et majorantes des autres risques.

BIBLIOGRAPHIE SOMMAIRE

- (1) MORIN R, HENDRICKX J. (1984) : Etat d'avancement du programme de construction des centrales à eau sous pression de 900, 1300 et 1400 MWe revue générale nucléaire n° 6
- (2) TANGUY P. et PELCE J. (1983) :
L'importance de la recherche dans les progrès de la sécurité nucléaire ;
revue générale nucléaire n° 3 : p.p. 215-218.
- (3) ELECTRICITE DE FRANCE (1982):
Textes du rapport de sûreté communs à toutes les tranches du palier 900 MW,
édition publique ; 2 volumes .
- (4) PELCE J. et al (1981)
Dispositions susceptibles de réduire les conséquences d'accidents hypothétiques sur les réacteurs à eau sous pression ; rapport de l'IAEA sur la conférence internationale de STOCKHOLM " current nuclear power plant safety issues" ; volume III p.p. 331-346
- (5) U.S. nuclear Regulatory Commission (1975)
Reactor safety study - an assessment of accident risks in us commercial nuclear power plants, WASH 1.400, Nureg - 75/014
- (6) MARGULIES T.S. et al (1980)
Lewis Committee findings and recommendations ; in "Projected dose probability distributions from hypothetical accidental releases at the Calvert Cliffs Nuclear Plant ; appendice D 10 pages ; Annapolis
- (7) U.S.N.R.C. (1982) : The development of severe Reactor Accident Source Terms : 1957-1981 : rapport NUREG - 0773
- (8) U.S.N.R.C. (1982) : Technical Guidance for Siting Criteria Développement ; rapport NUREG/CR 223
- (9) O.C.D.E. (1983) , Comparaison internationale sur la modélisation des conséquences des accidents de réacteurs ; résumé d'un rapport au CSIN
- (10) ALBRECHT H. et PERINIC D. (1974) .
Sammlung der auf dem jahreskolloquium 1974 des projekts nukleare Sicherheit gehaltenen Vortrage. KARLSRUHE 18 p.
- (11) TONG L.S. (1981)
USNRC LOCA Research Programme ; in "Current Nuclear Power Plants Safety issues" Volume II ; p.p. 555-585

- (12) Commission on the accident at TMI (1979)
Report of the president's commission on the accident at TMI ; pergamon press ;
201 p.
- (13) BATTIST L. (1981)
Environmental measurements resulting from the TMI -2 accident ; IEEE transactions on Nuclear Science ; vol. NS 28 ; n° 1 ; p.p. 231-235
- (14) WILKINS D.R. et al. (1980)
A post-TMI look at boiling water reactor plan protection ; in "Current Nuclear Power Plant Safety issues", vol III ; STOCKHOLM ; p.p. 102-120
- (15) MARGULIES T.S. et al (1980)
Projected Dose probability Distributions from hypothetical Accidental Releases at the calvert Cliffs Nuclear Plant ; Maryland Department of Natural Resources ; 24 p. + annexes