MINISTERE DE L'INDUSTRIE, DU COMMERCE EXTERIEUR
ET DE L'AMENAGEMENT DU TERRITOIRE

CONSEIL SUPERIEUR DE LA SURETE

ET DE L'INFORMATION NUCLEAIRES

-o-o-o-o-o-

LA GESTION DES SITUATIONS ACCIDENTELLES

DES REACTEURS A EAU SOUS PRESSION

EN FRANCE

5 JUILLET 1988

I - INTRODUCTION

Le présent document est consacré à l'exposé des questions concernant la gestion des situations accidentelles des réacteurs à eau sous pression (REP), telles qu'elles sont abordées en France.

Pour bien situer les actions d'Electricité de France (EDF) et des organismes de sûreté dans ce domaine, il convient de rappeler tout d'abord quelle est la démarche générale suivie en matière de sûreté en France et comment elle a été progressivement approfondie et complétée au fur et à mesure de l'avancement du programme électronucléaire français et de l'acquisition des connaissances.

II - L'APPROCHE GENERALE DE SURETE

1 - L'approche déterministe

Le programme électronucléaire français repose fondamentalement sur la conception, la réalisation et l'exploitation de paliers de tranches REP identiques, les seules adaptations étant celles dues aux particularités des sites retenus pour les différentes tranches d'un même palier. Après les deux tranches de Fessenheim et les quatre tranches REP du Bugey, l'expérience acquise a conduit EDF à concevoir successivement les paliers suivants :

- 34 tranches de 900 MWe (CP1 puis CP2),

- 20 tranches de 1300 MWe (P4 puis P'4),

- des tranches, dont trois sont déjà engagées, de 1400 MWe (N4).

.../...

Les premières tranches ont été construites avec une référence à des installations américaines en cours de réalisation (Beaver Valley pour Fessenheim, North Anna pour Bugey). A ce stade, Electricité de France et les organismes de sûreté se sont largement appuyés sur la réglementation américaine (10 CFR-50 et regulatory guides) pour ce qui concerne la sûreté ou l'appréciation de la sûreté des tranches françaises.

La sûreté repose sur :

- l'interposition en série entre les produits radioactifs et l'environnement, de barrières étanches, surveillées en permanence,

- des systèmes de sûreté permettant de ramener les paramètres de fonctionnement dans des domaines prescrits en cas de dépassement de limites ; ces systèmes de sûreté doivent eux-mêmes répondre à des exigences strictes de fiabilité et de redondance.

Malgré les dispositions de prévention ainsi retenues, qui font l'objet d'études détaillées et de discussions approfondies entre EDF et les organismes de sûreté, on ne peut pas exclure l'apparition de situations engendrées par certaines défaillances des barrières et systèmes mis en place.

Dans ce cadre, pour chacun des paliers de tranches, conformément à la pratique américaine, la justification des dispositions de conception retenues pour éviter tout risque inacceptable a été et reste aujourd'hui apportée par des études déterministes des conséquences radiologiques d'un nombre limité de situations conventionnelles. Ces études sont faites avec des marges de sécurité (choix d'hypothèses et calculs pessimistes) et les différentes

situations étudiées sont classées en catégories de fréquences ; les conséquences jugées admissibles sont d'autant plus élevées que la fréquence estimée correspondante est plus faible (cf. tableau I ci-dessous et la liste des situations étudiées pour le palier N4 en annexe I). Ces conditions de fonctionnement font l'objet de procédures d'exploitation "événementielles" (procédures I et A).

Tableau I

Classement des situations en catégories de fréquences

Catégorie de fréquence	Exemple de situation	Fréquence estimée (par an)
I et II	Transitoires incidentels	$> 10^{-2}$
III	Rupture d'un tube de générateur de vapeur	10^{-4} à 10^{-2}
IV	Rupture d'une grosse tuyauterie du circuit primaire	10^{-6} à 10^{-4}

Les situations des catégories I et II relèvent du fonctionnement normal, pour lequel les limites d'activité fixées, pour chaque site, par les arrêtés interministériels d'autorisation de rejet d'effluents radioactifs (gazeux et liquides) doivent être respectées.

.../...

Pour les situations des catégories III et IV, Electricité de France s'est fixé, pour la conception de ses installations, des limites indicatives en termes d'équivalents de doses reçus par les personnes du public. Dans la pratique, les différentes situations incidentelles et accidentelles sont étudiées en détail de façon à réduire autant que faire se peut les conséquences radiologiques correspondantes et les conséquences calculées, pour chacune de ces situations, sont en fait bien inférieures aux limites précitées.

Cette démarche dite déterministe a été progressivement complétée en France dans deux voies : l'approche probabiliste et l'approche des accidents graves.

2 - L'approche probabiliste

Historiquement, l'approche probabiliste a d'abord été introduite en France pour traiter des dispositions à prendre à l'égard des événements d'origine externe aux installations, de façon à permettre un rapprochement entre les situations provenant de tels événements à retenir pour le dimensionnement des installations et les situations conventionnelles de dimensionnement.

A titre d'exemple, sur la base d'études des probabilités de chutes d'avions sur les centrales nucléaires REP, les différents paliers de tranches ont été conçus en ne retenant que la chute d'un avion de l'aviation "générale", en excluant l'aviation militaire et l'aviation commerciale, ce qui conduit a contrario à exclure certains sites. Cette démarche a été acceptée par les organismes de sûreté français.

Toutefois, dès 1977, à l'occasion de l'examen des grandes options techniques des tranches de 1300 MWe, les organismes de sûreté ont fixé un objectif probabiliste global en ces termes :

"D'une façon générale, le dimensionnement des installations d'une tranche comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée devrait être tel que la probabilité globale que cette tranche puisse être à l'origine de conséquences inacceptables ne depasse pas 10^{-6} par an.

Dès lors, lorsqu'une approche probabiliste sera utilisée pour apprécier si une famille d'événements doit être prise en compte pour le dimensionnement d'une telle tranche, il conviendra de considérer que cette famille d'événements doit effectivement être prise en compte si la probabilité qu'elle puisse conduire à des conséquences inacceptables est supérieure à 10^{-7} par an, cette valeur ne pouvant être dépassée, pour la famille d'événements examinée, que s'il est possible de démontrer que les calculs de probabilités effectués sont suffisamment pessimistes.

... En application de ce qui précède, Electricité de France devra examiner, cas par cas, si les défaillances simultanées de voies redondantes des systèmes importants pour la sûreté doivent être prises en compte pour le dimensionnement des tranches comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée... Pour ces études, des hypothèses et méthodes de calcul réalistes pourront être utilisées.".

Ce texte appelle un certain nombre de commentaires :

1 - la probabilité de 10^{-6} par an est une valeur "objectif" pour une tranche; cette valeur sert de référence mais, conformément à ce qui a été indiqué plus haut, la justification des dispositions de conception rete-

.../...

nues pour éviter tout risque inacceptable reste fondée sur des études déterministes et non sur une analyse probabiliste globale.

2 - la valeur de 10^{-7} par an, qui se déduit de l'objectif global, est par contre utilisée plus directement de façon opérationnelle ; à titre d'exemple, l'approche rappelée ci-dessus pour les événements d'origine externe à l'installation utilise cette valeur en considérant pour les chutes d'avions*, plusieurs familles d'événements :

- la probabilité de chute d'un avion de l'aviation "générale" sur une centrale est telle en France que les centrales REP font l'objet de mesures de protection systématiques contre une telle chute, quel que soit le site,

- par contre, la probabilité de chute d'un avion de l'aviation commerciale sur une centrale est suffisamment faible en France, hors zones d'aérodromes, pour qu'il n'y ait pas lieu de prendre des mesures de protection à l'égard d'une telle chute,

- pour l'aviation militaire, la question est examinée pour chaque site proposé, pour vérifier que le site est effectivement acceptable.

3 - au contraire de l'approche déterministe conventionnelle qui suppose que les études soient faites en utilisant des hypothèses et des calculs pessimistes, l'approche probabiliste suppose, pour assurer la cohérence des dispositions prises à la conception, l'utilisation de valeurs aussi réalistes que possible tant pour l'appréciation des probabilités que pour l'appréciation des conséquences.

(*) pour une approche plus complète des risques liés aux chutes d'avions sur les centrales nucléaires, se reporter à la fiche remise au CSSIN le 19 avril 1988.

Le développement de l'approche probabiliste a permis de montrer la nécessité de mesures complémentaires pour obtenir un niveau de sûreté satisfaisant à l'égard de certaines situations qui n'apparaissent pas dans la liste des situations conventionnelles. A cet égard, dès 1977, les organismes de sûreté ont notamment demandé à Electricité de France d'examiner tout particulièrement les probabilités et les conséquences de :

a) la défaillance de l'un des systèmes permettant l'évacuation de la chaleur produite dans le réacteur vers la "source froide" ou la défaillance de cette "source froide",

b) la défaillance simultanée de l'ensemble des alimentations électriques.

Les développements qui ont suivi ont conduit à définir des procédures spécifiques dites "procédures H" (H pour hors- dimensionnement), mettant éventuellement en oeuvre des materiels complémentaires. Ces procédures permettent de ramener la probabilité de "conséquences inacceptables"* à une valeur de l'ordre de 10^{-7} par an, conformément aux objectifs définis plus haut. Le cas de la défaillance simultanée de l'ensemble des alimentations électriques est traité de façon plus détaillée en annexe II.

Cinq procédures H ont été définies à ce jour :

H_1 : défaillance totale de la source froide externe à l'installation,

H_2 : défaillance totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (alimentation normale et alimentation de secours),

H_3 : défaillance totale des sources électriques (externes et internes),

---

(*) On considère pour ces études, de façon conservative, que le début de découvrement du coeur correspond aux "conséquences inacceptables".

H_4 (complétée par la procédure U_3 mettant en oeuvre des moyens mobiles) : secours réciproque des systèmes d'aspersion dans l'enceinte et d'injection de secours à basse pression, pendant la phase de refroidissement à long terme,

H_5 : protection des sites en bord de rivière contre une crue dépassant la crue de référence (millénale).

L'accident de Three Mile Island a montré les difficultés de récupération de la situation accidentelle dès lors que l'opérateur s'est trouvé hors des procédures "événementielles" bien définies, par suite d'une erreur de diagnostic et de l'évolution de l'installation. Depuis cet accident, une procédure complémentaire a été développée en France, appelée procédure U_4, reposant sur une approche des états de refroidissement du réacteur. Alors que les procédures "événementielles" supposent la compréhension de la succession des événements ayant conduit à la situation accidentelle, l'approche par états, plus globale, permet, à partir de la connaissance des moyens disponibles et des paramètres thermodynamiques, de définir les actions à mener pour retrouver une situation sûre.

De plus, dès le début d'une situation accidentelle, un ingénieur de sûreté et radioprotection (il y en a en permanence un sur le site) rejoint la salle de conduite et assure, sur un équipement spécialisé, le suivi des paramètres essentiels pour la sûreté. C'est lui qui décidera, en particulier, de l'utilisation de la procédure U_1.

D'autres situations sont étudiées pour améliorer encore les procédures d'exploitation. On démontre ainsi que, pour une rupture de tuyauterie de vapeur accompagnée de la rupture de plusieurs tubes de générateurs de vapeur, si la fusion du coeur peut toujours être évitée, la procédure peut être améliorée pour réduire les rejets dans l'environnement.

.../...

3 - L'approche des accidents graves

Malgré toutes les précautions évoquées précédemment pour éviter la dégradation du coeur, on ne peut pas exclure absolument l'éventualité d'accidents graves allant jusqu'à la fusion du coeur et la perte partielle ou notable et plus ou moins tardive de la fonction de confinement des matières radioactives dans l'enceinte de confinement. A cet égard, pour un scénario donné, on peut presque toujours imaginer un autre scénario qui soit pire en supposant des défaillances supplémentaires, mais il est bien évident qu'au fur et à mesure que l'on considère des scénarios comportant des défaillances de plus en plus nombreuses, la probabilité qu'ils surviennent tend vers zéro. Où doit-on s'arrêter ? Faut-il, pour la protection des populations et les mesures à prendre dans ce but, fixer un nouveau seuil de probabilité et déterminer les rejets radioactifs maximaux correspondant à ce seuil ?

Deux critiques peuvent être faites à cette approche :

1 - plus les événements sont improbables, plus grande est l'incertitude sur la réalité des phénomènes physiques correspondants et sur les calculs de probabilités, de sorte que ces calculs n'ont plus grande signification,

2 - mais surtout, de telles études laissent de côté le problème majeur que constitue la recherche de la maîtrise du déroulement des accidents et la limitation de leurs conséquences par une série d'actions appropriées, d'une part en utilisant au mieux les moyens disponibles dans l'installation au cours du déroulement de l'accident, d'autre part en prenant des mesures de protection des populations.

.../...

Dans l'approche développée en France, on a défini, en vue de la protection ultime des populations, dans le cadre de la préparation des plans d'urgence (Plan d'Urgence Interne de la centrale et Plan Particulier d'Intervention à l'extérieur du site), des grandes classes d'accidents et on utilise l'expression "terme source" dans un sens bien précis : un "terme source" est un rejet typique, caractéristique d'une classe d'accidents ; il est considéré pour définir les actions correctrices à prévoir à l'égard de cette classe d'accidents.

A la suite des études menées sur les tranches REP de conception française, trois termes sources de référence ont été définis dès 1977, correspondant à trois grandes catégories d'accidents comportant toutes la fusion complète du coeur. Ce sont dans l'ordre de gravité décroissante :

- le terme source S_1 pour des accidents entraînant la rupture précoce de l'enceinte de confinement (quelques heures après le début de l'accident) : les accidents correspondants comportaient la dégradation brutale de l'enceinte de confinement à la suite d'une explosion de vapeur ou d'une explosion d'hydrogène.

  On sait maintenant, compte tenu des études effectuées, que, pour les réacteurs français à grande enceinte de confinement, les accidents correspondant au terme source S_1 sont en fait exclus pour des raisons physiques (impossibilité de décrire un enchaînement de phénomènes conduisant à une défaillance précoce du confinement sur des bases réalistes) ; on y reviendra plus loin.

- le terme source S_2 pour des accidents conduisant à des rejets hors de l'enceinte de confinement directement à l'atmosphère à la suite d'une perte d'étanchéité différée, après un délai d'un ou de plusieurs jours ; il

s'agit typiquement des accidents comportant une montée lente de la pression par suite des dégagements gazeux associés pouvant conduire à une perte de l'étanchéité de l'enceinte de confinement,

- le terme source S_3 pour des accidents conduisant à des rejets indirects du fait de l'existence de voies de transfert avec rétention entre l'enceinte de confinement et l'atmosphère extérieure ; c'est le cas typiquement d'accidents comportant la traversée du radier par les matériaux fondus et relâchement des gaz et aérosols après filtration par le sol.

Les niveaux de rejets correspondants ont été évalués sur la base des connaissances disponibles en 1977. Ils sont respectivement, pour ces trois termes sources, de quelques dizaines de pour cent, de quelques pour cent et de quelques pour mille du contenu du coeur en produits de fission pour les produits volatils, hormis les gaz rares relâchés dans leur quasi totalité dans les trois cas.

TERMES - SOURCES
ET
FRACTIONS DE L'ACTIVITE DU COEUR REJETEE

TYPE DE DEFAILLANCE DU CONFINEMENT		S_1	S_2	S_3
		PRECOCE	AU BOUT D'UN JOUR SANS FILTRATION	AU BOUT D'UN JOUR AVEC FILTRATION
	GAZ RARES	80 %	75 %	75 %
I	ORGANIQUE	0,6 %	0,55 %	0,55 %
I	NON ORGANIQUE	60 %	2,7 %	0,30 %
	Cs	40 %	5,5 %	0,35 %
	Sr	5 %	0,6 %	0,04 %

.../...

Par ailleurs, il a été procédé à un examen attentif des possibilités raisonnables d'évacuation et de confinement des populations, compte tenu des caractéristiques des sites français de centrales nucléaires. Cet examen a conduit à retenir la possibilité des mesures suivantes : dans un délai de 12 à 24 heures après le début de l'accident, il est possible de procéder au déplacement de la population jusqu'à 5 km et au confinement des autres personnes jusqu'à 10 km.

La comparaison de l'ampleur de ces mesures avec le niveau supposé des rejets radioactifs montre qu'elles sont compatibles dès lors que ceux-ci ne dépassent pas les caractéristiques du terme source S_3 (cf. paragraphe IV).

Il restait donc à traiter le cas des accidents pouvant conduire à des rejets de type S_2 par la partie hors sol de l'enceinte de confinement, après un délai minimal de l'ordre de la journée. Pour cela, toujours dans le but de gérer au mieux les situations accidentelles, une réflexion a été menée sur les dispositions permettant d'améliorer la dernière barrière de confinement ; cette réflexion a conduit à définir des procédures ultimes (dites procédures U) permettant, par des moyens simples, de limiter les conséquences des accidents, indépendamment de leurs causes.

Plus précisément, la procédure U_2 a pour objectif de repérer et de pallier les défauts de confinement se produisant à l'interface du bâtiment du réacteur avec les bâtiments périphériques (bâtiment des auxiliaires nucléaires et bâtiment du combustible), se manifestant par des fuites de produits radioactifs hors de circuits véhiculant de l'eau provenant du circuit primaire ou de l'air provenant de l'enceinte. Pour le repérage et la localisation des fuites, on utilise l'instrumentation mesurant l'activité de l'eau recueillie dans les puisards des bâtiments et de l'air véhiculé par les gaines de venti-

.../...

lation. Ceci permet d'isoler le circuit ou le local concerné. Cette procédure est applicable, quelle que soit la séquence accidentelle, dans le dimensionnement ou hors-dimensionnement.

La procédure U a pour objectif la suppression, dans les radiers des bâtiments du réacteur des tranches REP, des chemins d'évasion des produits radioactifs vers l'environnement sans filtration. En effet les radiers des bâtiments du réacteur comportent, d'une part des conduites horizontales permettant le passage de divers moyens d'auscultation, d'autre part, pour les réacteurs à double enceinte, des réseaux de drainage. En cas de traversée hypothétique du radier par le corium, ces conduites ou drains entraîneraient une dépressurisation de l'atmosphère contaminée du bâtiment du réacteur vers l'environnement, sans filtration. EDF étudie des dispositions pour obturer ces chemins de fuite, qui pourront être réalisées d'ici la fin de 1989.

La procédure U_s a pour objectif principal d'éviter la rupture de l'enceinte de confinement par la montée en pression interne due à la vaporisation de l'eau par le coeur ou le corium et à la production de gaz par l'interaction corium-béton (vapeur d'eau, hydrogène, monoxyde et dioxyde de carbone).

Elle utilise un système permettant d'effectuer des rejets concertés et filtrés, conçu pour :

- écrêter la pression interne dans l'enceinte à la valeur de dimensionnement,

- réduire de façon significative le relâchement des produits radioactifs dans l'environnement (un facteur 10 au moins pour les aérosols),

- canaliser les gaz filtrés vers la cheminée où leur radioactivité est mesurée avant dispersion dans l'environnement.

Comme le montre l'annexe III, ce système comprend essentiellement un caisson étanche, contenant un lit de sable de surface 40 m² et d'épaisseur 80 cm, relié par des tuyauteries en amont à l'enceinte et en aval à la cheminée. La tuyauterie amont comporte, à la sortie de l'enceinte, deux vannes d'isolement et un diaphragme pour faire chuter la pression au voisinage de 1 bar.

Un programme de recherche et développement mené par l'IPSN sur la filtration par le sable a permis de définir les caractéristiques du sable à utiliser, de vérifier l'efficacité du système et son aptitude à assurer sa mission, dans des conditions représentatives des accidents susceptibles de survenir. EDF est en train d'installer ce système sur les tranches REP et le parc sera complètement équipé d'ici la fin de 1989.

L'ensemble des dispositions évoquées ci-dessus permet donc de gérer, sur le plan technique, les situations accidentelles graves, pour ce qui concerne les conséquences de ces situations à court terme.

D'autres réflexions sont poursuivies concernant la gestion à plus long terme. C'est ainsi que sont menées des études concernant la contamination des eaux superficielles, notamment de celles qui servent à l'alimentation des populations, par les retombées liées à un rejet radioactif correspondant au terme source S_3. Elles montrent essentiellement que le délai disponible pour la mise en oeuvre de parades est de l'ordre de quelques jours et que les doses calculées restent en dessous du seuil de non intervention défini par la Commission Internationale de Protection Radiologique dans sa publication n° 40.

Divers aspects des problèmes posés par les accidents graves sont développés dans les paragraphes qui suivent.

.../...

III - PHENOMENOLOGIE DES ACCIDENTS GRAVES

On décrit ci-après le déroulement d'un accident grave conduisant à la fusion du coeur du réacteur et à l'émission de produits radioactifs en quantité notable dans l'environnement. Il est clair que les développements qui suivent correspondent à une situation très théorique et extrêmement peu vraisemblable dans la mesure où elle suppose la perte définitive de tout moyen d'intervention et l'absence d'action humaine ; en particulier, lors de l'accident de Three Mile Island 2, ayant entraîné la fusion du coeur du réacteur, les conséquences radiologiques dans l'environnement ont été extrêmement limitées.

1 - Comportement du combustible

Le comportement du combustible est directement relié à la capacité de le refroidir. Quatre phases principales peuvent être distinguées dans l'évolution de l'accident, si celui-ci ne peut pas être maîtrisé.

a - Vidange du circuit primaire

La durée de cette phase est variable suivant l'état initial de la tranche et la séquence accidentelle étudiée. A titre d'exemple, elle est d'environ 30 minutes pour une séquence caractérisée par une brèche du circuit primaire de l'ordre de 5 cm de diamètre et une défaillance totale de l'injection de secours.

b - Dénoyage et dégradation du combustible

Au fur et à mesure que le niveau d'eau dans le coeur s'abaisse, la partie dénoyée s'échauffe sous l'effet de la puissance résiduelle, ce qui provoque une succession de phénomènes physiques entraînant la dégradation du combustible. On notera en particulier l'oxydation des gaines par la vapeur d'eau. En effet, à partir de 1200°C, le zirconium constituant les gaines, dont la température maximale est de l'ordre de 350°C en fonctionnement normal, s'oxyde rapidement au contact de la vapeur d'eau pour former une couche de plus en plus épaisse de zircone ZrO_2. La cinétique de cette réaction augmente fortement avec la température.

Ce phénomène physique a trois conséquences importantes :

- la réaction est exothermique et délivre donc localement une puissance nettement supérieure à la puissance résiduelle : elle va donc accélérer la dégradation du combustible.

- la réaction libère de l'hydrogène dans le circuit primaire, puis dans l'enceinte de confinement ; l'oxydation totale des gaines d'un réacteur de 900 MWe libérerait 730 kg d'hydrogène.

- les gaines sont fragilisées, par perte de résistance mécanique : le choc thermique lié à un éventuel renoyage pourrait provoquer leur destruction.

On note également que, vers 1800°C, la partie non oxydée des gaines fond. Si le zirconium liquide entre en contact avec l'oxyde d'uranium des pastilles, il se produit des réactions eutectiques, qui provoquent la détérioration des pastilles.

.../...

Au-delà, la fusion des oxydes de zirconium et d'uranium se produit vers 2700-2800°C.

A la fin de cette phase, à supposer qu'elle se soit déroulée jusqu'au bout, la quasi-totalité des produits de fission les plus volatils sont sortis du combustible (gaz rares, iode, césium, tellure).

c - Traversée de la cuve

Le déroulement de cette phase est incertain ; rappelons à ce sujet qu'elle ne s'est pas produite lors de l'accident de Three Mile Island 2 malgré l'intervention tardive des moyens de refroidissement du combustible.

On imagine néanmoins que l'effondrement du combustible et des structures fondus peut entraîner, plus ou moins rapidement, la rupture de la cuve (le délai minimal est estimé de l'ordre de quelques minutes à quelques dizaines de minutes).

Il peut se produire, au cours de cette phase, des interactions rapides entre les matériaux fondus et l'eau présente soit au fond de la cuve, soit dans le puits de cuve. Les experts des différents pays se rejoignent pour affirmer que ces interactions, si elles se produisent, ne peuvent pas être la cause d'une défaillance précoce de l'enceinte de confinement ; l'explosion de vapeur ne peut pas porter atteinte à l'intégrité des enceintes de confinement des centrales REP françaises.

.../...

d - Erosion du radier par les matériaux fondus (corium)

Sous l'effet de la chaleur libérée par le corium, le béton du radier du puits de cuve subit une dégradation thermique.

L'eau libre, l'eau liée puis le gaz carbonique sont relâchés et les oxydes de calcium et de silice sont progressivement incorporés au corium.

D'après les expériences menées aux Etats-Unis d'Amérique et en République Fédérale d'Allemagne (la France a participé au programme allemand BETA), il se produit rapidement une ségrégation entre les phases métallique (contenant : Zr, Cr, Fe et Ni) et oxyde (contenant : UO_2, ZrO_2, FeO, BaO, SrO, etc) du corium, la phase oxyde moins dense surmontant la phase métallique.

Lorsque la phase métallique est liquide, les gaz émis par le béton la traversent et oxydent les métaux. Il y a donc transfert progressif de ces éléments vers la phase oxyde, ainsi que libération de l'hydrogène et du monoxyde de carbone formés, combustibles, vers l'enceinte.

Le corium se refroidit progressivement. La phase oxyde, contenant l'essentiel des produits de fission et les actinides, reste à une température de l'ordre de 1200-1500°C pendant très longtemps, alors que la phase métallique a tendance à se solidifier au bout de quelques heures. La cinétique d'érosion se ralentit alors et la libération de gaz combustibles cesse.

La vitesse de pénétration diminue, elle, considérablement en fonction du refroidissement du corium, pour atteindre une valeur asymptotique d'environ 2 cm/h

.../...

cm/h. Dans ces conditions, le temps calculé de traversée totale du radier varie en fonction de l'épaisseur de celui-ci ; il est couramment de l'ordre de plusieurs jours et, en tout état de cause, supérieur au délai de 24 heures mentionné pour le terme source S_3.

Le corium, s'il traverse le radier, s'arrête après un parcours de quelques mètres dans le sous-sol, sa puissance ayant diminué et ses dimensions augmenté, ce qui permet d'évacuer toute la puissance par conduction thermique avec le milieu environnant et la solidification de l'ensemble du corium ; le "syndrome chinois" est donc une pure fiction sans réalité physique.

2 - Comportement de l'enceinte de confinement

On examine ci-après quelques points concernant le comportement de l'enceinte de confinement. On a vu précédemment à ce sujet que des dispositions spécifiques ont été prises sur les centrales REP françaises pour renforcer le rôle de l'enceinte de confinement en tant que dernière barrière de confinement.

2.1 - Compte tenu de la mise en oeuvre de la procédure U_2 dès le début d'une situation accidentelle, le cas d'un défaut préexistant d'étanchéité de l'enceinte de confinement peut être exclu. La même procédure permet de détecter toute défaillance au niveau des traversées de cette enceinte au cours du déroulement de l'accident et donc d'intervenir pour éliminer la défaillance constatée.

2.2 - On a par ailleurs déjà vu précédemment que les évaluations faites par les experts des différents pays convergent sur la conclusion que les interactions entre corium et eau ne peuvent pas conduire à une défaillance précoce.

.../...

2.3 - L'oxydation, par la vapeur d'eau au-dessus de 1200°C, du zirconium contenu dans les gaines de combustible et dans certaines structures internes de la cuve, conduit à la formation d'une grande quantité d'hydrogène, qui se retrouve finalement dans l'atmosphère de l'enceinte, plus ou moins vite selon la séquence accidentelle. Les conditions de combustion du mélange ternaire formé (hydrogène-air-vapeur d'eau) sont parfaitement connues (diagramme de Shapiro : annexe IV) :

- en dessous d'une teneur en hydrogène de 4 % en volume, il y a inhibition de la réaction par la vapeur d'eau,

- au-dessus de cette valeur, il y a risque de déflagration (combustion se propageant à une vitesse subsonique de quelques mètres par seconde ne donnant pas lieu à des effets dynamiques),

- à partir d'une teneur en hydrogène de 13 % en volume, il y a risque de détonation (combustion donnant lieu à des ondes de choc, donc entraînant des effets dynamiques sur les structures).

L'énergie nécessaire pour initier une déflagration est très faible : quelques millijoules ou des températures locales de 500 à 600°C suffisent. Dès lors qu'une dégradation significative du coeur a eu lieu, la probabilité d'une telle combustion est donc très grande ; une telle déflagration a eu lieu lors de l'accident de Three Mile Island, en ne donnant pas lieu à des effets dynamiques).

L'énergie nécessaire pour initier directement une détonation est importante, supérieure à 4 kJ, et un tel phénomène est impossible dans une enceinte de confinement d'une tranche REP. Une détonation peut également être produite de façon indirecte, par transition à partir d'une déflagration : la propagation d'une déflagration dans un milieu comportant des obstacles peut conduire, par

suite de la présence de ceux-ci, à une accélération du front de combustion telle que la détonation soit entraînée. Des expériences de transition déflagration-détonation (TDD) ont été faites aux Etats-Unis d'Amérique dans des tuyaux comportant des obstacles : elles ont montré que la TDD pouvait intervenir pour une proportion volumique d'hydrogène égale ou supérieure à 17 %.

Des calculs ont été effectués en France pour différentes séquences accidentelles. Pour la quantité d'hydrogène produite pendant la fusion du coeur jusqu'à la traversée de la cuve, les résultats sont les suivants :

- le pic maximal de pression engendré par une déflagration est tel que la tenue de l'enceinte est garantie, avec des marges plus importantes pour les 900 MWe que pour les 1300 MWe, compte tenu de la conception de ces enceintes,

- il n'y a pas de possibilité de transition déflagration-détonation dans le volume libre de l'enceinte, car la teneur en hydrogène ne peut pas atteindre 17 %, même en tenant compte d'une certaine stratification de l'hydrogène.

La défaillance de l'enceinte de confinement par combustion d'hydrogène est donc exclue.

2.4 - Une autre possibilité de défaillance précoce du confinement a été récemment mise en avant aux Etats-Unis d'Amérique. Il s'agit de l'"échauffement direct" (direct heating), que l'on peut décrire en résumé de la façon suivante. Il est supposé qu'au cours d'une séquence à haute pression dans le circuit primaire, le corium est éjecté, lors

de la rupture de la cuve, sous forme de fines particules dans l'enceinte ; si ces fines particules sont réparties de façon homogène dans l'atmosphère de l'enceinte, cette dernière pourrait subir une brusque élévation de température, donc de pression. Cet effet pourrait être amplifié par une oxydation concomitante des métaux non encore oxydés contenus dans le corium (acier et surtout zirconium) et on obtiendrait alors un pic de pression pouvant mettre en danger l'enceinte de confinement. Les experts des différents pays ont unanimement contesté ce déroulement des phénomènes, juge absolument irrealiste. Pour les centrales REP françaises en particulier, il n'est pas concevable que puissent être réunies toutes les conditions défavorables nécessaires pour entraîner un pic de pression pouvant conduire à une défaillance précoce de l'enceinte de confinement, pour les raisons essentielles suivantes :

- lors d'une séquence à haute pression, il est invraisemblable que la rupture de la cuve débute par l'ouverture d'un faible orifice permettant, pendant un temps significatif, la pulvérisation du combustible vers l'extérieur du circuit primaire,

- le puits de cuve des tranches REP françaises est normalement étanche vis-à-vis du reste de l'enceinte et les communications qui peuvent s'ouvrir dans les conditions de l'accident sont limitées (porte métallique d'accès au puits de cuve, trous de communication avec le fond de la piscine et conduits de ventilation),

- les conditions nécessaires pour obtenir un échange thermique efficace avec l'atmosphère de l'enceinte sont irréalistes, du moins dans leur cumul : le combustible doit être finement divisé (taille inférieure à quelques millimètres), réparti de façon homogène, comporter une grande proportion de métaux non oxydés, de plus accessibles immédiatement à l'oxydation (c'est-à-dire se trouvant en surface des particules de corium).

.../...

2.5 - La défaillance d'une enceinte de confinement française à court terme est donc bien exclue ; les seules défaillances envisageables sont des défaillances "retardées" du confinement, au moins 24 heures après le début de l'accident. Ce délai permet, comme on l'a vu plus haut, la mise en place de mesures de protection des populations et permet de bénéficier d'une atténuation significative de l'activité des produits radioactifs en suspension dans l'atmosphère de l'enceinte. La défaillance de l'enceinte peut intervenir de deux façons. On a évoqué plus haut le cas de la traversée du radier. Un autre mode de défaillance résulte de la montée en pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement ; la production de vapeur, s'il y a contact entre le corium et l'eau, et de gaz divers -monoxyde et dioxyde de carbone, hydrogène, vapeur d'eau-, dans le cas d'une interaction entre le corium et le béton du radier, conduit à une montée en pression plus ou moins rapide dans l'enceinte de confinement. La possibilité d'un éventage de l'enceinte avec filtration, utilisant un filtre à sable, est en cours de mise en place sur les tranches REP françaises ; ce dispositif permet d'écrêter la pression dans l'enceinte de confinement, évitant ainsi toute défaillance brutale et irréversible de celle-ci ; elle permet de plus de limiter les rejets radioactifs dans l'environnement à une activité au plus égale au terme source S_3.

Un dispositif du même type est mis en place ou fait l'objet de réflexions dans divers pays tels que la Suède, la République Fédérale d'Allemagne. Le principe d'un éventage de l'enceinte de confinement avec filtration est donc en voie de généralisation, même si les modalités pratiques diffèrent d'un pays à l'autre.

IV - CONSEQUENCES DES ACCIDENTS DANS L'ENVIRONNEMENT

On ne décrira pas ici les processus complexes de libération des produits radioactifs dans le circuit primaire, puis dans l'enceinte de confinement,

puis hors de l'enceinte de confinement. On trouvera en annexe V quelques figures montrant la complexité des phénomènes à modéliser.

Les produits radioactifs relâchés par l'installation nucléaire accidentée hors de l'enceinte de confinement peuvent être dispersés dans l'environnement par deux voies : la voie "air" et la voie "eau". Nous allons décrire ci- dessous les phénomènes physiques impliqués et donner quelques résultats d'évaluations pour un terme source S_3. Rappelons encore une fois que ce rejet correspond à un scénario "hors dimensionnement" de très faible probabilité et constitue la limite supérieure des relâchements radioactifs dans l'environnement. Les conséquences des situations accidentelles considérées comme plausibles sont bien entendu très nettement inférieures aux valeurs données ci-dessous. Le terme source S_3 correspond pour une centrale de 900 MWe en fin de cycle à l'équilibre au rejet de plus de 2.10^8 Ci de gaz rares, 2.10^6 Ci d'iode et 10^5 Ci de césium.

1 - Dispersion par la voie "air"

Cette voie est responsable des conséquences radiologiques à court terme.

La dispersion atmosphérique d'un polluant est la conséquence de la superposition de deux phénomènes : le transport par le vent et la diffusion, due à la turbulence de l'atmosphère, qui dépend de sa stabilité, autour de la trajectoire moyenne fixée par le vent. Pour certains produits de fission, iode et aérosols, il faut en plus tenir compte d'une certaine vitesse de dépôt sur le sol, qui est en particulier très influencée par d'éventuelles précipitations (pluie, neige).

La modélisation de ces phénomènes proposée par l'IPSN est maintenant communément adoptée par les organismes concernés : elle repose sur une solution gaussienne de l'équation de transport-diffusion, utilisant des écarts-types qui rendent compte de la diffusion et sont fonction du temps de transfert ; par leur intermédiaire on peut également rendre compte des effets de la fluctuation du vent autour de sa direction moyenne.

Le calcul de la dispersion atmosphérique des produits radioactifs conduit aux valeurs des concentrations en suspension dans l'atmosphère et des activités déposées sur le sol, en fonction de l'espace et du temps. A partir de ces valeurs, en utilisant un jeu de facteurs de conversion de dose (FCD), on peut évaluer de façon relativement simple les effets à court terme dus à l'exposition externe, par le panache et les dépôts, et à l'exposition interne, par inhalation lors du passage du panache. Pour évaluer les effets à long terme (inhalation, ingestion), il faut tenir compte de phénomènes ou de paramètres plus complexes, tels que la remise en suspension des dépôts, les habitudes alimentaires et les facteurs de transfert sol-plante, plante-animal.

Les calculs montrent alors que, dans les conditions suivantes :

- rejet de type S_3 correspondant à une activité dans l'enceinte de confinement de l'ordre de S_2 et à la mise en oeuvre du filtre à sable,

- vent persistant en direction de 5 m/s, diffusion normale, sans pluie (il s'agit des conditions météorologiques habituellement retenues pour les calculs a priori des conséquences des situations accidentelles),

- utilisation des facteurs de conversion de doses issus de travaux du CEA pour l'exposition externe et de la recommandation n° 30 de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR) pour l'inhalation (le débit respiratoire retenu étant de 30 m^3/j),

.../...

- séjour dans le panache sans aucune protection pendant toute la durée des rejets,

la dose à la thyroïde est la plus contraignante (60 rems à la thyroïde à 5 km, 20 rems à 10 km).

Si l'on compare ces valeurs aux limites recommandées par la publication n° 40 de la Commission Internationale de Protection Radiologique pour l'intervention en cas d'accident (il s'agit toujours de doses à la thyroïde) :

- évacuation obligatoire au delà de 500 rems, pas d'évacuation en dessous de 50 rems,

- confinement obligatoire au delà de 50 rems, pas de confinement en-dessous de 5 rems,

on voit que les dispositions prévues dans les plans particuliers d'intervention qui permettent, dans un délai de 12 à 24 heures, l'évacuation des populations dans un rayon de 5 km et le confinement des populations dans un rayon de 10 km, permettent de gérer les conséquences à court terme.

On calcule en outre les activités déposées en fin de passage du nuage radioactif par unité de surface de sol, dans l'axe du vent. Ces valeurs sont importantes principalement pour estimer les conséquences à long terme, en particulier pour décider, si nécessaire, la mise en oeuvre de contre-mesures concernant la consommation des produits alimentaires.

2 - Dispersion par la voie "eau"

Les conséquences de la dispersion des produits radioactifs par la voie "eau"

peuvent intervenir à moyen et long terme. Il existe plusieurs modes possibles de pollution des eaux :

- les rejets gazeux, soit directs, soit après filtration par le sol, peuvent conduire à des dépôts dans et sur le sol ou sur les eaux de surface, entraînant une contamination des eaux hors du site,

- au débouché du corium dans le sous-sol, s'il survient, une partie de l'eau accumulée au fond de l'enceinte et riche en produits de fission volatils peut atteindre le sous-sol par la brèche créée dans le radier,

- au-delà d'un an environ, le corium enfoncé dans le sous-sol serait suffisamment refroidi pour que l'eau de la nappe ne soit plus vaporisée à son approche : il se produirait alors une lixiviation du corium (dissolution des matières solubles d'un mélange à l'aide de solvants appropriés, ici l'eau de la nappe).

Le transfert des produits radioactifs depuis l'installation accidentée jusqu'aux points de prélèvement par l'homme pourrait donc comprendre des étapes de trois natures différentes :

- un transfert atmosphérique, comme décrit en IV.1,

- un transfert hydrogéologique, dépendant bien entendu de l'hydrodynamique de la nappe (lignes d'écoulement, débits, dispersivité), mais aussi de phénomènes de rétention dans la structure aquifère, qui diffèrent énormément suivant les éléments transportés et la nature du sol ; les premiers paramètres sont déterminés par des expérimentations faites sur le terrain, les seconds essentiellement par des essais en laboratoire,

- un transfert hydrologique, dépendant de paramètres hydrodynamiques (débits, dispersion, ouvrages tels que les barrages) et de divers phénomènes (précipitations, dépôts sur les matières en suspension) qu'on regroupe sous le vocable général de "fixation sur les sédiments".

Il apparaît que les retombées des rejets gazeux pourraient conduire à des conséquences limitées à relativement court terme. L'étude faite pour le cas de la centrale de Nogent-sur-Seine est présentée en annexe VI. Des études analogues seront faites pour d'autres sites.

Par contre, le relâchement d'eau contaminée par une brèche dans le radier ne peut avoir des conséquences dans le réseau hydrologique qu'à plus long terme (plusieurs mois dans le cas de Nogent-sur-Seine), ce qui laisse du temps pour mettre en oeuvre des parades efficaces (pompages, parois moulées, ...). La lixiviation du corium n'interviendrait qu'à encore plus long terme.

Par ailleurs, la définition de contre-mesures (traitement de l'eau ou barrières de sédimentation en amont dans le réseau hydrologique) est en cours d'étude. Il faut bien noter en effet que les résultats précédents ne tiennent pas compte de la rétention des produits radioactifs dans le fleuve ou dans les stations de traitement.

V - CONCLUSION

Les développements qui précèdent montrent l'effort accompli en France dans le domaine de la gestion des situations accidentelles. Les dispositions déjà mises en place (procédure U, filtre à sable, ...) ou en cours d'étude (possibilités de refroidissement d'un corium, contre-mesures associées à la contamination des eaux superficielles) visent à éviter que les organismes concernés et notamment l'exploitant puissent se trouver sans moyens permettant de gérer la situation, quelle qu'infime que soit la probabilité correspondante.

.../...

Il faut rappeler de plus que, dans un tel cas, une organisation spécifique des pouvoirs publics et de l'exploitant serait mise en place, avec des équipes de réflexion technique en liaison permanente.

Il s'agit en tout état de cause d'efforts complémentaires à celui accompli dans le domaine de la prévention des situations accidentelles, qui ne doit en aucun cas être relâché ; à cet égard, le retour d'expérience des tranches françaises et étrangères en cours d'exploitation constitue, rappelons-le, une voie essentielle pour améliorer encore la sûreté des centrales nucléaires françaises.

-o-o-o-o-o-

A N N E X E I

LISTE DES SITUATIONS CONVENTIONNELLES

RETENUE PAR ELECTRICITE DE FRANCE

(PALIER N4)

- Situations normales dans les limites des spécifications techniques (situations de première catégorie).

- Incidents de fréquence moyenne (situations de deuxième catégorie) :

  . retrait incontrôlé de grappes de contrôle, réacteur sous-critique,

  . retrait incontrôlé de grappes de contrôle, réacteur en puissance,

  . mauvaise position , chute d'une grappe ou d'un groupe de grappes,

  . dilution incontrôlée d'acide borique,

  . perte partielle de débit primaire,

  . démarrage d'une boucle inactive,

  . perte totale de charge - déclenchement de la turbine,

  . perte de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur,

  . mauvais fonctionnement de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur,

.../...

. perte des alimentations électriques externes,

. augmentation excessive de la charge,

. dépressurisation momentanée du circuit primaire par ouverture d'une ligne de décharge du pressuriseur,

. ouverture intempestive d'une soupape du circuit secondaire,

. démarrage intempestif de la borication automatique,

- Accidents peu fréquents (situations de troisième catégorie) :

. perte de réfrigérant primaire (petite brèche),

. dépressurisation de longue durée du circuit primaire par ouverture d'une ligne de décharge du pressuriseur,

. petite brèche du circuit secondaire,

. perte totale de débit primaire,

. mauvaise position d'un assemblage combustible dans le réacteur,

. retrait d'une grappe de contrôle à pleine puissance,

. rupture du réservoir du circuit de contrôle chimique et volumétrique,

. rupture du réservoir de stockage du circuit de traitement des effluents gazeux,

. rupture complète d'un tube de générateur de vapeur,

- Accidents graves et hypothétiques (situations de quatrième catégorie) :

  . accident de manutention de combustible,

  . brèche importante du circuit secondaire (eau ou vapeur),

  . rotor bloqué d'une motopompe primaire,

  . éjection d'une grappe de réglage,

  . perte de réfrigérant primaire (rupture importante),

  . rupture complète de deux tubes de générateur de vapeur.

-o-o-o-o-o-

A N N E X E II

DEFAILLANCE TOTALE DE L'ENSEMBLE DES ALIMENTATIONS ELECTRIQUES

L'alimentation en énergie électrique des centrales nucléaires REP est assurée par quatre sources indépendantes : deux sources externes constituées à partir du réseau de distribution d'énergie électrique d'Electricité de France et deux sources internes constituées chacune d'un groupe électrogène à moteur diesel ; il existe de plus une possibilité d'ilotage des groupes turbo-alternateurs sur leurs auxiliaires (en cas de perte du réseau, la centrale et le groupe turbo-alternateur peuvent fonctionner à basse puissance pour délivrer la seule puissance électrique nécessaire à la centrale).

Ces sources de puissance alimentent les deux voies indépendantes (voie A et voie B) de distribution de l'énergie électrique aux matériels des fonctions de sécurité et de sauvegarde par l'intermédiaire de deux tableaux dits "tableaux secourus" (tableaux 6,6 kV LHA et LHB) ; un groupe électrogène est affecté à la voie A , l'autre est affecté à la voie B.

A l'occasion des études demandées en 1977, il est apparu que, pour les tranches de 900 MWe, la défaillance simultanée de l'ensemble des alimentations électriques pouvait entraîner à bref délai des conséquences graves. En effet, cette défaillance entraîne celle de l'injection d'eau aux joints des pompes primaires, ce qui conduit à la perte d'intégrité du circuit primaire dans un

.../...

délai de l'ordre de 3 heures.La probabilité correspondante est de l'ordre de 2.10^{-5} par an, en tenant compte des divers états initiaux possibles de la tranche : la moitié de cette probabilité provient de la défaillance des sources proprement dites d'alimentation en énergie électrique, l'autre moitié provient de la défaillance des deux tableaux LHA et LHB.

Cette situation a conduit à examiner diverses mesures complémentaires permettant de réduire la probabilité d'accident grave. C'est ainsi que l'utilisation d'une turbine à gaz implantée sur le site et la mise en place de moyens permettant de réalimenter un tableau 6,6 kV par l'intermédiaire d'un groupe électrogène d'une tranche voisine permettent de réduire considérablement la probabilité d'accident grave résultant de la défaillance simultanée des sources électriques (à quelques 10^{-7} par an). La probabilité d'accident grave résultant de la défaillance simultanée de l'ensemble des alimentations électriques n'est toutefois diminuée que d'un facteur voisin de 2, car la réparation des tableaux secourus supposés défaillants ne peut très généralement pas être assurée à bref délai.

Pour augmenter le délai dont disposerait l'exploitant dans un tel cas, il convient d'assurer l'injection d'eau aux joints des pompes primaires de façon à éviter la perte d'intégrité du circuit primaire jusqu'à l'état de repli où cette injection n'est plus nécessaire. Il est apparu que ceci peut être assuré par une pompe existante (pompe de test) à condition d'ajouter un groupe turboalternateur alimenté en vapeur à partir des générateurs de vapeur.

L'ensemble des moyens nécessaires à la mise en oeuvre des mesures évoquées ci-dessus est mis en place sur l'ensemble des tranches de 900 MWe (procédure H3) ; avec ces moyens, la probabilité d'accident grave n'est plus que de 5.10^{-6} par an, la séquence dominante correspondant à une défaillance simul-

tanée des tableaux secourus d'une durée supérieure à la capacité en eau de la bâche du système d'alimentation en secours des générateurs de vapeur (ASG), cette eau servant à l'évacuation de la puissance résiduelle.

Pour réduire encore la probabilité d'accident grave, il suffit de disposer de moyens permettant, dans les délais requis, d'alimenter en eau les générateurs de vapeur, donc de réalimenter en eau la bâche ASG ; des moyens peuvent êetre mis en oeuvre à cette fin et la possibilité d'accident grave est alors ramenée à quelques 10^{-7} par an.

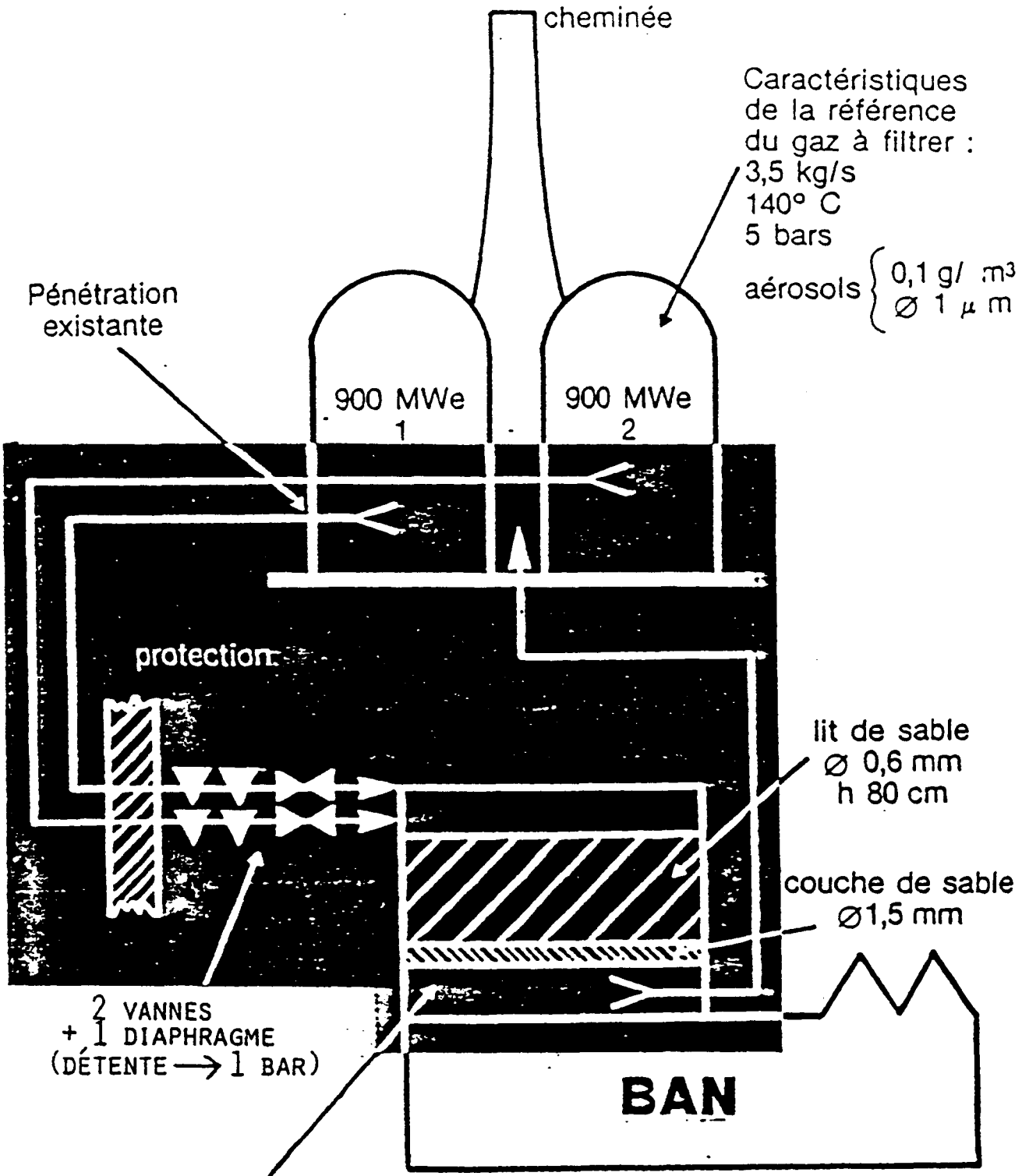
On voit, par l'exemple qui précède, comment des réflexions fondées sur une approche probabiliste ont permis de ramener le risque associé à la défaillance simultanée des alimentations électriques d'une tranche de 900 MWe à une valeur acceptable, sans modification fondamentale de la conception initiale fondée sur une liste de conditions de fonctionnement conventionnelle.

Bien entendu, les résultats de ces études ont été pris en compte dès la conception des paliers de tranches de 1300 MWe et du palier N4, sans qu'il soit apparu nécessaire de modifier la liste des conditions de fonctionnement conventionnelles. C'est ainsi que, pour ces paliers, l'ensemble des dispositions évoquées ci-dessus (y compris la réalimentation gravitaire en eau de la bâche ASG) ont été incluses dans la conception des tranches correspondantes et la probabilité d'accident grave résultant pour une tranche de 1300 MWe de la défaillance simultanée de l'ensemble des alimentations électriques est de l'ordre de 10^{-7} par an dès sa mise en service ; pour le palier N4, quelques nouvelles améliorations sont en cours d'examen.

-o-o-o-o-o-

ANNEXE III

Procédure U5



ANNEXE IV

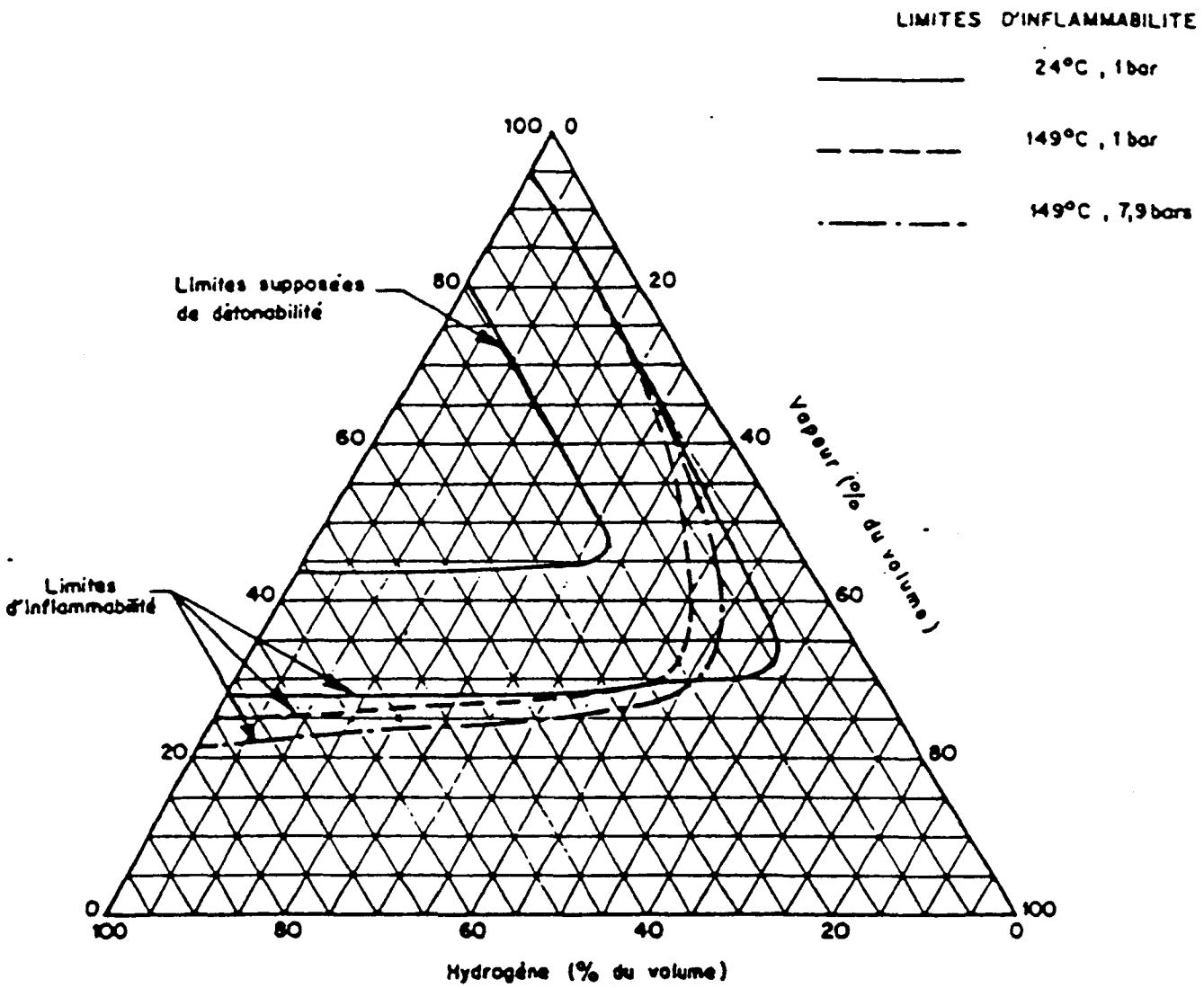
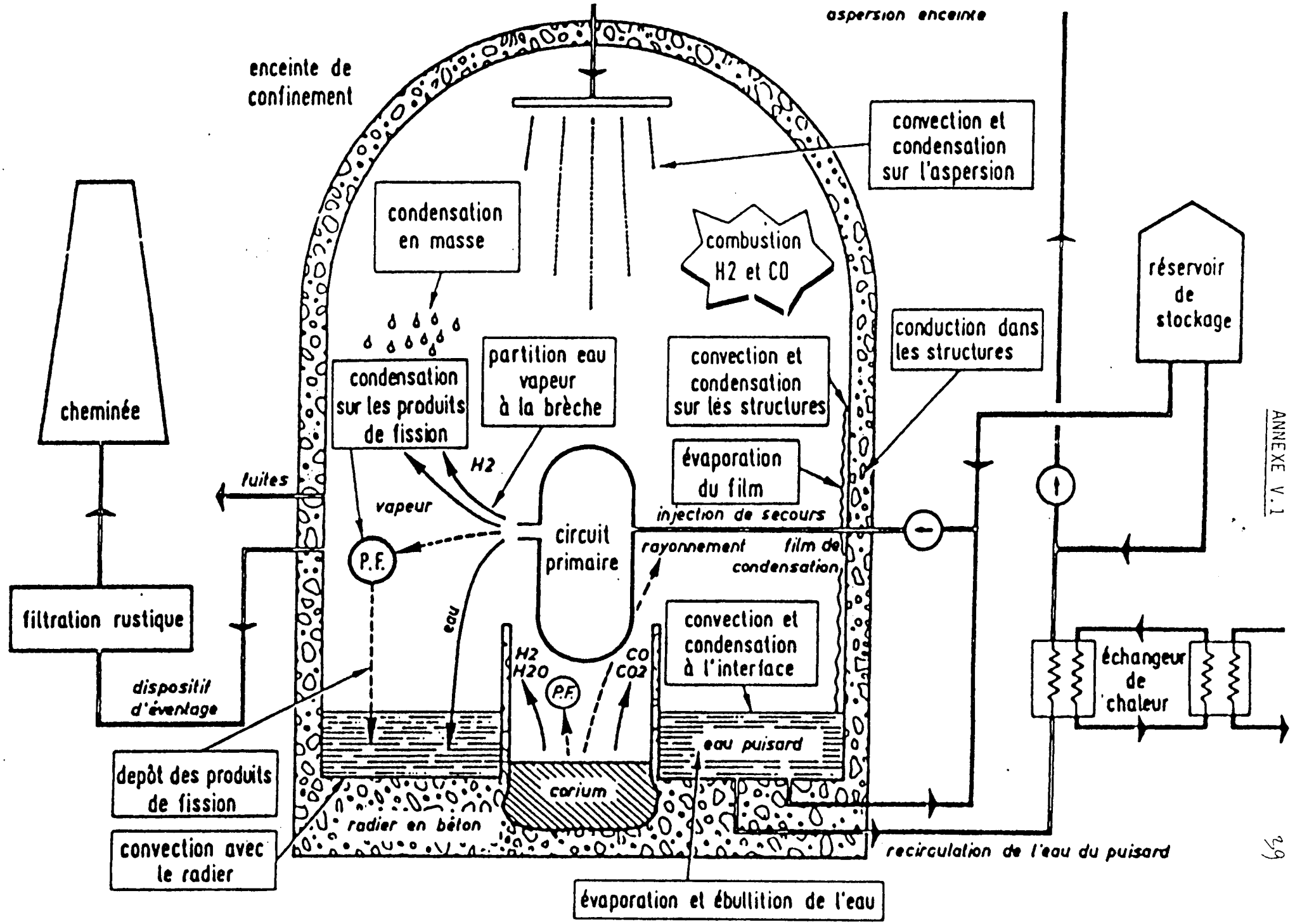


Diagramme de SHAPIRO



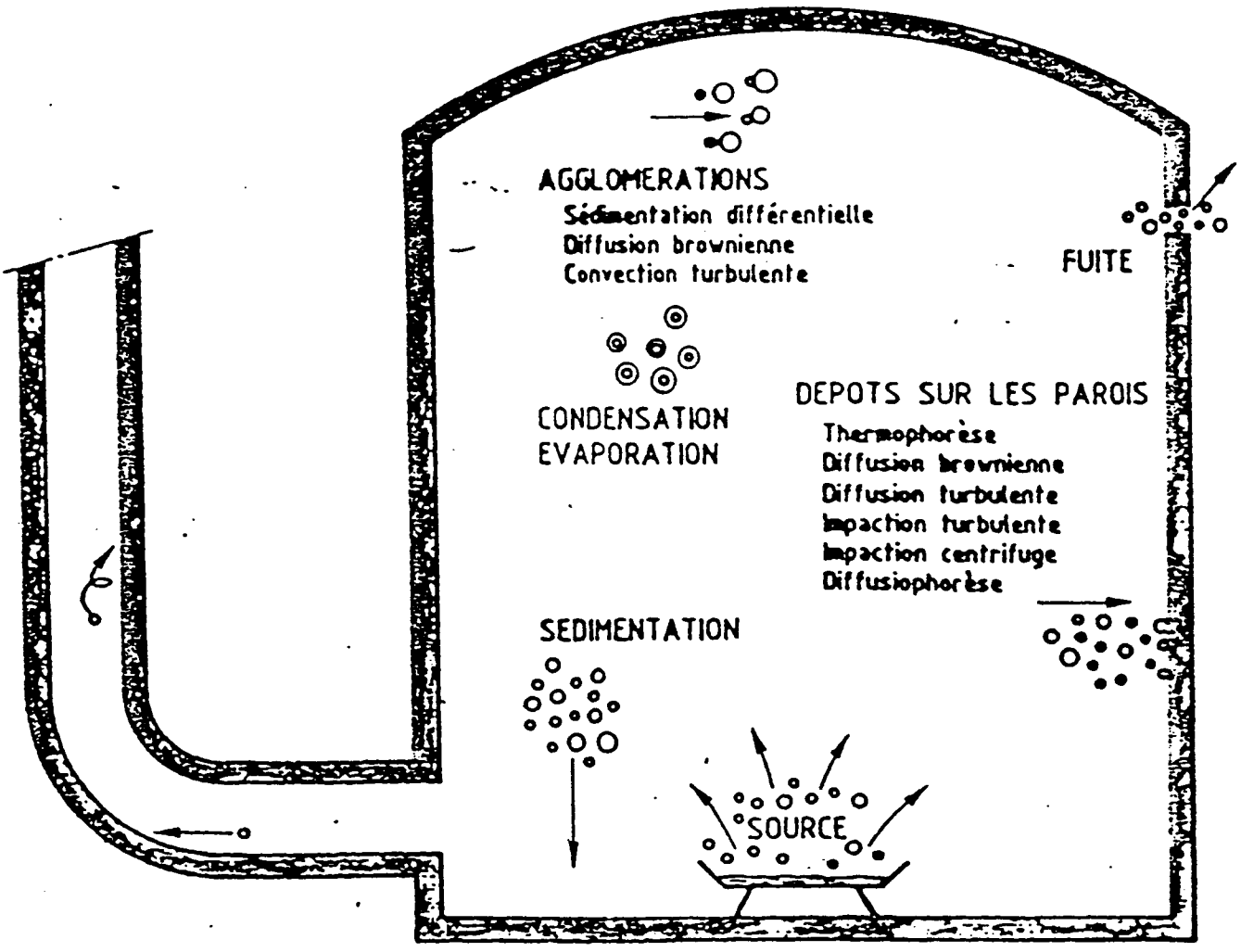
ANNEXE V.1

29

PLANCHE 2

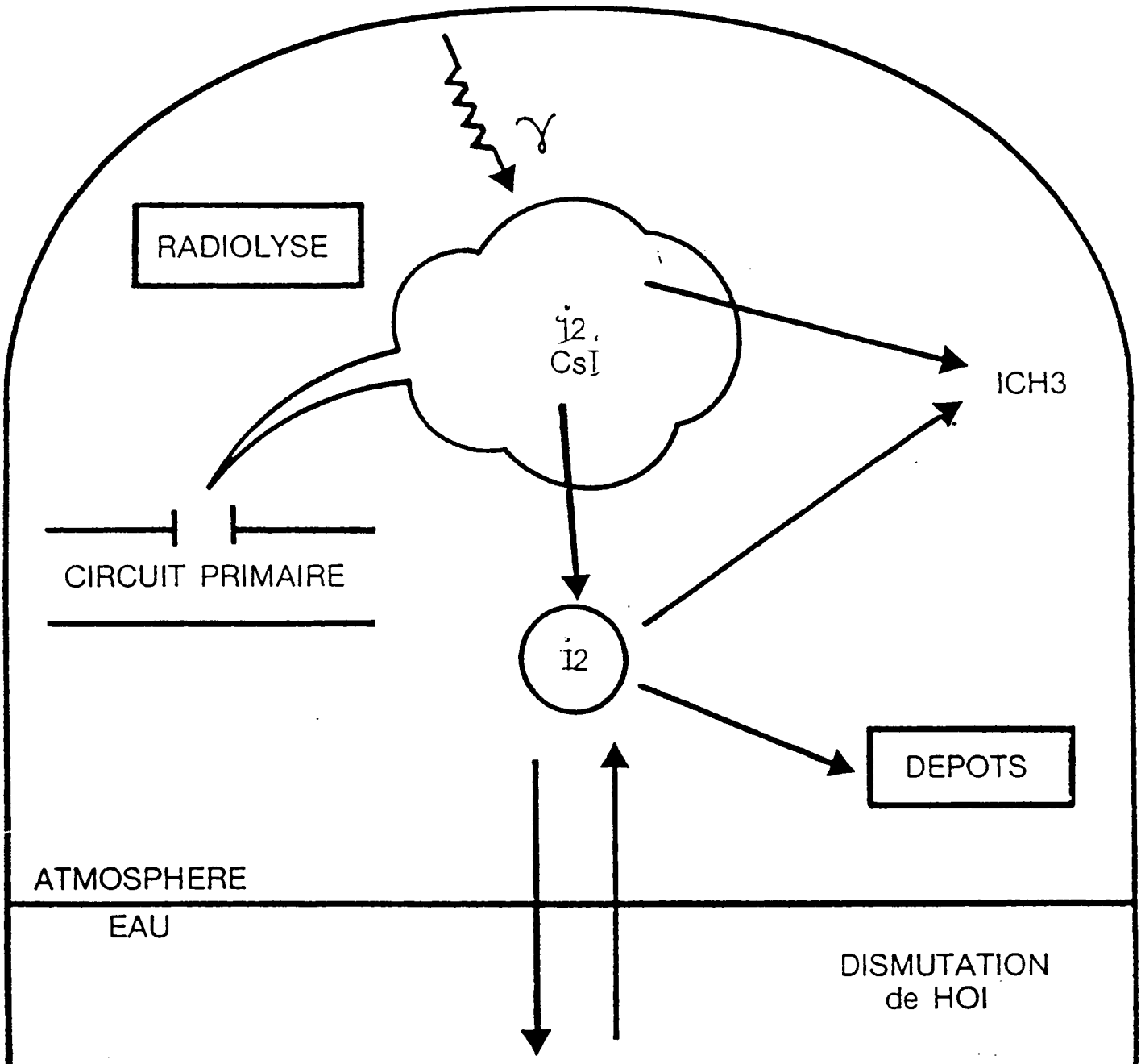
systèmes et phénomènes physiques

ANNEXE V.2


AGGLOMERATIONS
Sédimentation différentielle
Diffusion brownienne
Convection turbulente
FUITE
CONDENSATION
EVAPORATION
DEPOTS SUR LES PAROIS
Thermophorèse
Diffusion brownienne
Diffusion turbulente
Impaction turbulente
Impaction centrifuge
Diffusiophorèse
SEDIMENTATION
SOURCE

ANNEXE V.3

COMPORTEMENT DE L'IODE



Réaction globale : $3\ I_2 + 3\ H_2O \rightleftarrows IO_3^- + 5\ I^- + 6\ H^+$

Cinétique : $-\frac{d\,[I_2] + [HOI]}{dt} = k\,[HOI]^2$

Partage : $H = \frac{2\,[I_2] + [I^-] + [IO_3^-]^3 + [HOI]}{2\,[I_2]}$

Influence des impuretés

A N N E X E VI

CONSEQUENCES D'UN REJET DE TYPE S_3

SUR LA CONTAMINATION DES EAUX DE SURFACE

L'étude a été faite pour le site de Nogent-sur-Seine situé en amont de l'agglomération parisienne. L'alimentation en eau potable de celle-ci est faite, pour une proportion importante, dépassant 50 %, à partir de pompages pratiqués directement dans le réseau fluvial. Le but de l'étude était d'évaluer les concentrations en produits radioactifs de l'eau de la Seine au droit du pompage alimentant Paris le plus en amont sur la Seine, c'est-à-dire au niveau de la station de traitement de Morsang, suite à un accident grave survenant sur une tranche REP de 1300 MWe.

Le scénario accidentel hypothétique retenu, cohérent avec la démarche globale adoptée en matière d'accidents graves, conduit à un rejet de niveau S_3 par utilisation de la procédure d'éventage/filtration de l'enceinte 24 heures après le début de l'accident.

Pour ce qui concerne les conditions météorologiques, on a considéré les conditions suivantes :

- diffusion normale,

- vitesse du vent : 5 m/s (vitesse la plus fréquente),

.../...

- vent soufflant de 270 ± 30°C, ce qui a pour effet de rendre maximal le dépôt direct de produits radioactifs sur le fleuve,

- deux cas ont été envisagés :

  . pas de pluie,

  . pluie de 1 mm/heure persistante pendant toute la durée des rejets, ce qui a pour effet d'augmenter les dépôts sur le réseau hydrologique et sur le sol et de rendre possible un apport de produits radioactifs vers le réseau fluvial par ruissellement de l'eau sur le bassin versant.

  Dans le cas avec pluie, on a fait varier l'efficacité du ruissellement de 0 à 20 %.

Le pic d'activité intervient au bout de 4 à 5 jours ; il est évidemment d'autant plus important que le coefficient de ruissellement retenu est élevé et plus important par temps de pluie que par temps sec. En outre, le ruissellement augmente la largeur du pic, ceci rendant compte du délai mis par les produits de fission entraînés pour gagner le réseau fluvial. L'activité volumique maximale en iode 131, isotope dont l'influence est prépondérante pour les conséquences radiologiques, est de l'ordre de quelques milliers de Becquerel par litre. Pour un adulte buvant uniquement de l'eau de Seine (avec un traitement n'ayant aucun effet sur les produits radioactifs), à raison de 1,2 l/j, l'activité totale ingérée est, en tout état de cause, inférieure à 0,5 LAI (limite annuelle d'incorporation : 100 000 Bq pour l'iode 131). Il en résulte que les doses calculées sont inférieures aux limites annuelles recommandées par la CIPR n° 26, valables pour le fonctionnement normal des installations nucléaires : 50 mSv (5 rem) pour la dose à la thyroïde, 5 mSv (0,5 rem) pour la dose efficace et, a fortiori, à celles de la CIPR n° 40 pour les conditions accidentelles.

-o-o-o-o-o-