

FR 8803075

CEA CEN-SACLAY  
Service de Documentation  
Groupe "Traductions"  
91191 GIF sur YVETTE CEDEX

CEA-TR- 2278  
R2

*Cette traduction est fournie à titre bénévole et strictement réservée à l'usage privé du destinataire pour les besoins de sa documentation. Il ne peut la reproduire, ni la publier sans l'accord de l'auteur. La responsabilité du Commissariat à l'Energie Atomique ne saurait être engagée en cas de non respect des conditions ci-dessus définies.*

**ANALYSE D'UN ACCIDENT MAXIMUM PRÉVISIBLE  
AVEC UNE FUITE DE SODIUM SUR LE CIRCUIT PRIMAIRE  
DE BN-800 ET UN SCÉNARIO DE DÉVELOPPEMENT  
D'ACCIDENT LE PLUS CONTRAIGNANT**

IVANENKO V.N., ZYBIN V.A.

TRADUCTION DE : 21 pages  
TRADUIT DU : russe en Janvier 1988  
A PARTIR DU : séminaire franco-soviétique sur la sûreté des réacteurs rapides  
OBNINSK 1987

Traducteur : M. ZEMSKOFF

N° D'ENREGISTREMENT : 2.750.5

**ANALYSE D'UN ACCIDENT MAXIMUM PREVISIBLE  
AVEC UNE FUITE DE SODIUM SUR LE CIRCUIT PRIMAIRE  
DE BN-800 ET UN SCENARIO DE DEVELOPPEMENT  
D'ACCIDENT LE PLUS CONTRAIGNANT.**

Par

**IVANENKO V.N., Z̄YBIN V.A.**

**U R S S**

**Séminaire soviéto-français sur la sûreté des réacteurs rapides.**

**URSS, 1987**

2.750-5 Ž/ F.A

**Obninsk, 1987**

**ANALYSE D'UN ACCIDENT MAXIMUM PREVISIBLE  
AVEC UNE FUITE DE SODIUM SUR LE CIRCUIT PRIMAIRE  
DE BN-800 ET UN SCENARIO DE DEVELOPPEMENT  
D'ACCIDENT LE PLUS CONTRAIGNANT.**

Par

**IVANENKO V.N., ZYBIN V.A.**

**URSS**

Communication présentée au cours du séminaire soviéto-français sur la sûreté des réacteurs rapides, 1987.

**RESUME.**

Dans cette *communication* sont examinées les différentes voies de développement d'un accident maximum prévisible sur le réacteur BN-800, lié à une fuite et un feu de caloporteur du circuit primaire. On présente le scénario le plus contraignant de développement d'un tel accident.

Au cours de l'analyse de ce scénario, on a établi les valeurs d'un rejet maximum de matières radioactives dans l'environnement. On indique que ces rejets au cours de l'accident ne dépassent pas les valeurs admissibles.

## **I. INTRODUCTION.**

Le principal texte réglementant la solution des problèmes de sûreté des centrales nucléaires comme sources de rayonnement ionisant et de matières radioactives sont, dans notre pays, les dispositions générales pour assurer la sûreté des centrales nucléaires au cours de leur conception, construction et exploitation (OPB-82) [1]. Conformément à ce texte, l'un des deux accidents maximum prévisible (MPA) pour un réacteur rapide à sodium, s'avère être la rupture accidentelle d'une tuyauterie du circuit primaire, ne comportant pas de double enveloppe. Dans ce document, on examine justement ce type d'accident.

Comme le montre l'expérience d'exploitation acquise aussi bien dans notre pays qu'à l'étranger avec des systèmes en sodium, de même que l'analyse théorique, la rupture d'un système en sodium s'avère être un événement relativement peu vraisemblable. Toutefois, on ne peut pas l'exclure totalement et les conséquences d'un tel accident peuvent être extrêmement contraignantes.

## **2 - SYSTEMES EN SODIUM DU CIRCUIT PRIMAIRE.**

Le réacteur rapide BN-800 possède un agencement du type intégré du circuit primaire : la plus grande partie de sodium radioactif se trouve dans la cuve du réacteur qui est en fait un récipient composé de deux enveloppes, l'espace libre étant rempli avec un gaz inerte.

Au-delà de la cuve, sont disposés les auxiliaires du circuit primaire : les réservoirs pour le système de purification, le système de contrôle des paramètres du cœur. C'est un système relativement ramifié avec un nombre élevé de robinetteries,

de jonctions soudées, altérant en principe, leur fiabilité par rapport à une fuite de sodium. Une partie de ces systèmes est disposée selon des repères géodésiques, en-dessous du niveau de sodium de la cuve du réacteur. Ceci nécessite un examen et une prévention de l'effet de siphon, de même qu'une limitation maximale du volume de déversement de sodium.

Les auxiliaires sont reliés à la cuve du réacteur par des tuyauteries passant à travers le couvercle de la cuve. Ces tuyauteries sont disposées dans une double enveloppe qui va jusqu'aux vannes d'isolement. Sur chaque tuyauterie de jonction il y a trois de ces vannes; on envisage également de les enfermer sous double enveloppe.

### **3. SYSTEMES DE PROTECTION ET DE CONFINEMENT.**

Les parois des tuyauteries et de l'équipement des systèmes auxiliaires du circuit primaire s'avèrent être la première barrière sur la voie de la propagation des matières radioactives se trouvant dans le circuit au cours de l'exploitation du réacteur. En fait, on examine ici un accident maximum prévisible avec un endommagement de cette barrière.

Par rapport aux fuites de sodium du circuit primaire, les systèmes de protection vis à vis de la sécurité, c'est-à-dire les systèmes destinés à éviter ou limiter les dommages du combustible nucléaire et éviter un accident nucléaire sont : les double enveloppe de même que les vannes déjà citées isolant les auxiliaires du circuit primaire de la cuve du réacteur. En outre, les vannes d'isolement limitent la quantité de sodium pouvant se déverser dans les locaux, ce qui est très important du point de vue des conséquences d'un feu de sodium.

Les matériaux de structure (murs, plafonds et sols) sur lesquels le sodium écoulé se trouvera en contact, jouent le rôle de seconde barrière sur la voie de la propagation de la radioactivité. Les murs en béton des casemates des systèmes radioactifs en sodium possèdent une grande épaisseur (jusqu'à 2 m), épaisseur qui est déterminée à partir des spécifications de la protection contre les radiations. A l'intérieur, ils sont revêtus d'acier, et dans certains endroits, entre l'acier et le béton, est prévue une couche de calorifuge. Comme l'ont montré les expériences directes [2] et l'analyse théorique qui a été faite, dans ces conditions et compte tenu des caractéristiques d'un accident maximum prévisible, il ne faut pas avoir de crainte quant à un endommagement des matériaux de structure provoqué par des actions mécaniques et thermiques. Cela signifie que le sodium qui s'écoule est confiné dans le local où s'est produit l'accident.

Sur BN-800, de même que sur d'autres réacteurs nationaux à neutrons rapides, il n'est pas prévu de remplissage constant des casemates des systèmes en sodium avec un gaz inerte. Ils sont remplis d'air et au cours de régimes normaux d'exploitation, sont ventilés selon le schéma habituel : "apport-extraction" (Fig. 1).

Au cours d'un accident maximum prévisible, le sodium s'écoulant dans un local technologique s'enflamme immédiatement. Au cours de la combustion du sodium, il se forme des aérosols radioactifs et le problème immédiat suivant est le confinement de cet aérosol. Les moyens de confinement des aérosols sont : l'étanchéité des locaux contenant des systèmes en sodium radioactifs et la filtration des rejets d'aérosols.

De cette manière, les systèmes de confinement, c'est-à-dire les systèmes destinés à éviter ou limiter la propagation des matières radioactives se formant au cours d'une fuite et un feu de sodium, sont les casemates et les moyens de les rendre

étanches, de même que les filtres d'aérosols et les tuyauteries de la ventilation d'extraction.

Sur le signal "apparition fuite de sodium" se déclenchent les dispositifs actifs de confinement des systèmes de sécurité (voir Fig. 1) : les clapets de surpression se ferment automatiquement à la suite de quoi le local accidenté est rendu étanche, c'est-à-dire que l'apport d'air dans le local est arrêté et est exclue la possibilité d'un rejet d'aérosols dans les locaux voisins à travers les orifires des clapets. Les ventilateurs du système spécial en cas d'incendie sont mis en route, systèmes équipés de filtres pour le piégeage des aérosols de sodium, les clapets étanches de ce système s'ouvrent et se ferment les clapets étanches d'extraction du système de ventilation de l'exploitation normale du régime de ventilation.

#### **4. SYSTEMES DE COMMANDE ET SYSTEMES ASSURANT LA SURETE.**

##### **4.1. Systèmes de commande de sûreté.**

La détection de la fuite et du feu de sodium s'effectue de la manière suivante. La fuite de sodium est détectée par un système contrôlant le court-circuitage à la terre des préchauffeurs électriques, dont sont dotées toutes les tuyauteries sodium n'ayant pas de double enveloppe. Cependant, le court-circuitage du préchauffeur peut être provoqué non seulement par une fuite de sodium mais également par d'autres causes. Aussi, le signal émis par ce système n'est utilisé que comme signal d'avertissement.

Un autre phénomène apparaissant au cours d'une fuite de sodium, est la formation de fumée à l'air. Des températures relativement élevées ainsi que des champs de rayonnement ionisant intense, caractérisant les casemates du circuit primaire rendent

difficile l'installation de capteurs du système de détection de fumée directement dans les casemates. Sur BN-800, ils seront disposés en dehors des locaux contrôlés et ces dispositifs seront équipés d'une prise d'échantillons représentative du gaz des locaux.

Le troisième processus confirmant le développement d'un grand feu dans un local, est l'augmentation de la température du gaz ambiant. Le personnel de quart sera également au courant par un signal, du dépassement de cette température.

En cas d'apparition simultanée de deux des trois signaux énumérés, est émis le signal : "feu de sodium important dans le local X", qui déclenche l'ordre de déclenchement des éléments actifs de protection et des systèmes de confinement.

Sur le signal : "feu de sodium", les systèmes de commande forment l'algorithme de déclenchement suivant des systèmes de protection et de confinement :

- sur chacune des tuyauteries des systèmes auxiliaires du circuit primaire sortant de la casemate du réacteur, se ferment toutes les trois vannes d'isolement;
- le ventilateur du système de ventilation en cas d'incendie est mis en route;
- les clapets étanches du système d'extraction de la ventilation en cas d'incendie, du local donné, s'ouvrent;
- les clapets étanches du système d'extraction de la ventilation normale en régime d'exploitation, se ferment;
- les clapets de surpression du local technologique donné, se ferment.

En cas d'apparition d'un ou de deux des signaux énumérés précédemment, l'opérateur peut prendre la solution soit de mettre en route manuellement l'algorithme donné, soit d'isoler certains secteurs du système auxiliaire sodium.



La commande des vannes d'isolement se fait par des canaux individuels de chaque vanne.

#### **4.2. Systèmes assurant la sûreté.**

Les systèmes de sécurité de commande, de confinement et de protection sont alimentés en énergie électrique à partir de sources électriques fiables. Chacune des trois vannes d'isolement disposées sur les tuyauteries des systèmes auxiliaires du circuit primaire est alimentée à partir d'une source électrique individuelle. Aussi, une défaillance dans la fermeture des vannes pour une cause générale est exclue.

### **5. ARBRE DES EVENEMENTS ET SCENARIO DU DEVELOPPEMENT DE L'ACCIDENT.**

#### **5.1. Arbre des évènements.**

Comme cela a déjà été souligné précédemment, il existe un danger potentiel d'écoulement de sodium hors de la cuve du réacteur par suite d'un effet de siphon si l'emplacement de la rupture du système auxiliaire du circuit primaire se situe en-dessous du niveau de sodium dans le réacteur. Cette situation, de même que n'importe quelle autre fuite de sodium est contrôlée d'après trois paramètres : court-circuitage des préchauffeurs électriques, apparition d'une fumée de sodium, accroissement de la température du gaz ambiant dans le local accidenté. En cas d'apparition de deux de ces trois signaux, il se forme un signal informant de l'incendie et l'algorithme anti-feu est enclenché, sa première action étant de fermer les vannes d'isolement et d'éviter les menaces d'un dénoyage du coeur.

En cas d'apparition pour une raison quelconque d'une défaillance dans le système de formation du signal informant de l'incendie, la chute du niveau de sodium continuera. Lors d'une diminution du niveau de sodium dans les réservoirs des pompes

du circuit primaire de plus de 250 mm en-dessous du niveau normal d'exploitation, le réacteur sera arrêté par l'arrêt d'urgence, les pompes passeront à un régime de fonctionnement plus lent et sera émis l'ordre de fermeture des vannes d'isolement des systèmes auxiliaires.

Une défaillance simultanée des trois vannes d'isolement pour une raison quelconque est exclue par les mesures techniques prises. Une défaillance de deux des trois vannes, pour des raisons individuelles, n'entraîne pas une défaillance de l'isolement des systèmes auxiliaires, car la troisième vanne se ferme. De cette manière, l'endommagement ou la détérioration du coeur en cas de fuite de sodium sur des systèmes auxiliaires sont exclus. Les conséquences ultérieures d'une fuite de caloporteur sont l'écoulement du sodium dans le local technologique et sa combustion.

Etant donné que le développement de l'accident n'est pas lié à un endommagement possible du coeur, lors de l'analyse de l'accident conformément aux OPB-82, il est suffisant d'examiner une défaillance d'un élément actif du système de sécurité. Dans le cas présent, de tels éléments sont :

- les vannes d'isolement limitant la quantité de sodium écoulé;
- clapets de surpression rendant étanche le local accidenté dans le but d'éviter un apport d'air et un rejet de fumée dans les locaux voisins;
- clapets étanches branchant les filtres aérosols de la ventilation d'extraction en cas d'incendie, qui diminuent le rejet des aérosols dans l'environnement.

L'arbre des événements, correspondant à une fuite de sodium sur le circuit primaire, n'entraînant pas un endommagement du coeur, est présenté sur la figure 2. Conformément aux OPB-82, nous devons examiner une défaillance indépendante

d'un élément actif du système de sécurité. Dans ce cas, peuvent être réalisées les voies suivantes de développement de l'accident :

- 1) Les vannes d'isolement se ferment mais avec un certain retard, c'est-à-dire non pas sur le signal "feu" mais sur la diminution du niveau de sodium. Les autres systèmes fonctionnent normalement.
- 2) Les vannes d'isolement se ferment à temps mais les filtres anti-feu ne sont pas mis en service.
- 3) Les vannes d'isolement se ferment à temps mais les clapets de surpression ne se ferment pas.

Ces diverses voies de développement de l'accident sont indiquées par des chiffres correspondants sur l'arbre des évènements (Fig. 2).

## **5.2. Scénario du développement de l'accident.**

A présent, pour une analyse ultérieure, il est indispensable de choisir la voie la plus contraignante du développement de l'accident. Examinons en détail les trois scénarios cités.

Le premier d'entre eux est caractérisé par la quantité importante de sodium qui peut se déverser (approximativement  $15 \text{ m}^3$ ). Dans le projet, pour les systèmes auxiliaires du circuit primaire, on a retenu une dimension de défaut de  $1 \text{ cm}^2$ . Dans nos conditions, à travers un orifice ayant une surface de  $1 \text{ cm}^2$ , cette quantité de sodium ( $15 \text{ m}^3$ ) s'écoulera approximativement en 4 heures. Il est très peu vraisemblable, qu'au cours de ce temps, le personnel ne fasse pas attention à la multitude de signaux

apparaissant au cours d'une telle situation, c'est-à-dire tous les signaux énumérés précédemment sur une fuite et un feu de sodium, les signaux d'une diminution du niveau de sodium, les signaux sur une augmentation de la radioactivité des aérosols. Malgré tout, même ce scénario est examiné.

Considérons que les clapets de surpression se ferment normalement et que l'apport d'air dans le local accidenté est arrêté. Alors, la quantité de sodium consommé sera déterminée par la quantité d'oxygène se trouvant dans le local. Par ses dimensions, le plus grand des locaux du circuit primaire sur BN-800 aura un volume libre proche de 1200 m<sup>3</sup>. De cette manière, dans ce local pourra se consumer approximativement 1000 kg de sodium même si l'on ne prend pas en compte l'influence d'extinction du feu. La ventilation aura absorbé près de 100 kg de produit de combustion sous forme d'aérosols.

Etant donné que le volume du système de purification est pris comme étant égal à 100 kg avec un coefficient de purification de 0,99, près de 1 kg d'aérosols de sodium seront rejetés dans l'atmosphère.

Lors d'un développement de l'accident selon la seconde voie (non enclenchement des filtres aérosols), la quantité de sodium consommé sera limitée par l'oxygène consommé. La ventilation absorbera près de 10 kg d'aérosols qui, si l'on ne prend pas en compte la formation des dépôts dans les divers ensembles de systèmes de ventilation, seront rejetés dans l'atmosphère.

Au cours du développement de l'accident selon la troisième voie (fermeture à temps des vannes d'isolement, non fermeture des clapets de surpression), il s'écoulera et il brûlera pas plus de 100 kg de sodium, et la quantité d'aérosols rejetés dans l'atmosphère sera de 0,1 kg.

De cette manière, parmi les trois voies de l'accident, la plus contraignante sera la seconde, à savoir : fermeture à temps des vannes et des clapets de surpression et non enclenchement des filtres aérosols. Prenons ce scénario pour un examen plus approfondi.

Soulignons encore une fois que pour ce cas, l'importance d'un rejet de 10kg est obtenu sans prise en compte de l'influence des divers moyens d'extinction du feu. Conformément au projet, dans chaque local du circuit primaire de BN-800, on envisage de disposer un composé qui a pour action d'éteindre le feu, une poudre RS à base de graphite qui, en contact avec le sodium, se dilate de plusieurs fois empêchant la combustion et l'émanation des aérosols. Il est encore trop tôt pour évaluer cet effet. Dans notre travail, ceci n'est pas pris en compte.

## **6. REJET ADMISSIBLE DE RADIOACTIVITE.**

L'action des rejets des produits de combustion de caloporteur sodium sur la population, est déterminée par la composition des matières radioactives contenues dans les aérosols au cours d'un feu de sodium. Lors d'une exploitation normale du réacteur, outre l'activité propre du réacteur, s'accumulent des produits radioactifs de fission et des produits de corrosion des matériaux de structure, de même que des composés du combustible (plutonium).

Dans les réacteurs rapides actuels, l'activité spécifique dans le caloporteur atteint des dizaines de curies par litre. Ainsi, dans le réacteur BN-600, cette activité représente environ 20 Curies/litre [3]. Une comparaison de la composition des radionucléides du caloporteur pour les divers types de réacteur rapides et de l'action radiologique au cours de rejets possibles dans l'atmosphère lors d'un accident maximum prévisible,

montre que parallèlement à l'activité propre du caloporteur, les isotopes du césium ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ) apportent la contribution la plus importante dans la dose d'irradiation provenant de l'activité précipitée au sol. L'activité spécifique du  $^{137}\text{Cs}$  dans le caloporteur d'un réacteur rapide, peut atteindre des valeurs de 0,2 Ci/l [4].

En outre, lors d'un feu d'un caloporteur sodium à l'air, il se produit un enrichissement des aérosols des produits de combustion par des isotopes de césium. Conformément aux travaux [5, 6] la teneur en  $^{137}\text{Cs}$  dans les aérosols peut être de 5 fois plus élevée que dans un caloporteur initial.

D'un autre côté, la teneur en radionucléide aussi dangereux que le  $^{239}\text{Pu}$  dans le caloporteur, sans endommagement des aiguilles dans le coeur, peut être évaluée à  $(1-5) \cdot 10^{-8}$  Ci/kg [4]. Compte tenu du fait que la libération du plutonium à l'état d'aérosols est de plusieurs fois inférieure par rapport au sodium même [7], on peut pour les circonstances données, négliger l'irradiation par les aérosols de plutonium. Ces considérations mènent à la conclusion qu'au cours d'une apparition de situation radiologique sur un site, il faut prendre en considération, outre l'activité propre du sodium, une contribution à la dose provenant des isotopes du césium, et dans certains cas, également provenant des isotopes d'iode (au stade initial de l'exploitation du réacteur).

Au cours d'un rejet de matières radioactives dans l'atmosphère, les diverses voies suivantes d'action d'irradiation sur l'homme peuvent avoir lieu :

- irradiation extérieure  $\gamma$  par un nuage d'aérosols radioactifs et une irradiation cutanée par irradiation- $\beta$  des radionucléides;
- irradiation interne par des matières radioactives, précipitées à la surface du sol;

- irradiation interne par des matières radioactives ayant pénétré dans l'organisme lors d'une inhalation d'air contaminé;
- irradiation interne de l'organisme au cours d'une consommation de produits alimentaires contaminés par des matières radioactives.

En règle générale, la liaison entre la dose à l'emplacement D, la concentration intégrale X et le rejet Q, est déterminée par les relations suivantes [8].

$$D \text{ (Rems)} = K \left( \frac{\text{Rems/s}}{\text{Ci/m}^3} \right) \cdot X \left( \frac{\text{Ci}\cdot\text{s}}{\text{m}^3} \right)$$

$$Q \text{ (Ci)} = \dot{Y} \left( \frac{\text{m}^3}{\text{s}} \right) \cdot X \left( \frac{\text{Ci}\cdot\text{s}}{\text{m}^3} \right)$$

où  $\dot{Y}$  - représente le coefficient de dilution météorologique et K - le coefficient de conversion de la dose, assurant la transition entre la concentration et le débit de dose (dépend des voies d'action des matières radioactives et des caractéristiques radiologiques des radionucléides).

Le coefficient de dilution, lors d'un rejet unique, est calculé à partir du fait qu'un rejet unique peut avoir lieu dans des conditions météorologiques les plus défavorables. Selon les méthodes expliquées dans le travail [9], le coefficient minimum de dilution pour une centrale nucléaire équipée d'un réacteur BN-800, disposée dans la région de l'Oural, est évalué à une valeur égale à  $1,5 \cdot 10^5 \text{ m}^3/\text{s}$ . Les coefficients de conversion de dose ont été calculés selon les modes expliqués dans le travail [9]. Ce calcul a montré que le débit de dose à proximité du site est déterminé dans son ensemble par les isotopes du sodium et du césium.

Evaluons maintenant les rejets admissibles avec des suppositions diverses quant à la composition du caloporteur et les voies d'action sur la population.

1. Dans le caloporteur il n'y a que du  $^{24}\text{Na}$  (ce qui est caractéristique pour le stade initial d'un fonctionnement de réacteur). Si l'on ne tient pas compte de la chaîne alimentaire, alors le rejet admissible représentera  $9,7 \cdot 10^4 \text{ Ci}$  en  $^{24}\text{Na}$  ou près de 5000 kg de caloporteur. Compte tenu de la chaîne alimentaire, la valeur admissible du rejet est de  $7,4 \cdot 10^4 \text{ Ci}$  ou 3700 kg.

2. Dans le caloporteur il n'y a que l'activité propre induite ( $^{24}\text{Na}$  et  $^{22}\text{Na}$ ). Compte tenu de la chaîne alimentaire, le rejet admissible sera de  $3 \cdot 10^4 \text{ Ci}$  en  $^{24}\text{Na}$  ou 1500 kg de caloporteur.

3. Les isotopes du césium (principalement le  $^{137}\text{Cs}$ ) apportent une contribution importante à l'irradiation par rapport au  $^{24}\text{Na}$  si la teneur relative en  $^{137}\text{Cs}$  par rapport au  $^{24}\text{Na}$  dans le caloporteur est de  $q\text{Cs}/s\text{Na} > 10^{-4}$ , à travers la chaîne alimentaire et avec  $q\text{Cs}/q\text{Na} > 10^{-3}$  par irradiation due à l'activité précipitée à la surface du sol. Dans le travail [10] sont présentés les niveaux admissibles de l'intégrale des concentrations sur le site lors d'un rejet de radionucléides divers dans l'atmosphère, calculés à partir d'une dose d'irradiation de 25 Rems. Sur la base de ces données, on peut calculer l'activité spécifique du  $^{137}\text{Cs}$  dans le caloporteur, dont le dépassement peut entraîner une augmentation du débit de dose sur le site, au-delà des normes de réglementation SP AES-79, (la dose attendue sur tout le corps ou n'importe quels autres organes ne doit pas dépasser 10 Rems) [11]. Le calcul a été effectué d'après la formule:

$$q = \frac{q_m \lambda_{\text{atm}}}{M \kappa p},$$

où  $q$  - représente la valeur de l'activité spécifique du radionucléide dans le caloporteur,

$q_m$  - le coefficient minimum de dilution des impuretés dans l'atmosphère,



- $X_{\text{gon}}$  - le niveau admissible de l'intégrale de la concentration,
- $M$  - la masse de caloporteur déversée au moment de l'accident sur le circuit primaire,
- $K$  - la part de sodium projetée dans l'atmosphère au moment de l'accident,
- $p$  - le coefficient d'enrichissement du sodium en césium au cours de son passage à l'état d'aérosol.

A la suite du calcul, nous obtenons que l'activité spécifique du  $^{137}\text{Cs}$  dans le caloporteur, activité avec laquelle il n'y a pas de dépassement des rejets admissibles, compte tenu de la chaîne alimentaire, doit être inférieure à 0,3 Ci/kg pour les scénarios examinés de l'accident.

**BIBLIOGRAPHIE**

- [1] Disposition générale pour assurer la sûreté des centrales nucléaires au cours de leur conception, construction et exploitation (OPB-82). Recueil des textes de réglementation sur la sûreté des centrales nucléaires, 1<sup>o</sup> édition, M., Energoatomizdat, 1984.
- [2] VŮLOMOV V.V. et alii. : Expérience dans l'extinction de grandes quantités de sodium en feu. Atomnaya Energiya, 1975, t. 43, 4<sup>o</sup> édition, p. 286.
- [3] GNEDKOV L.N. et alii. : Etudes sur les situations radiologiques et l'activité des principaux fluides technologiques de BN-600. Atomnaya Energiya, 1983, t. 54, 15, p. 326.
- [4] SHECHETKIN Yu.V., KIZIN V.D., POLENOV V.I. : Sûreté radiologique dans les centrales nucléaires équipées de réacteurs rapides à caloporteur sodium. M., Energoatomizdat, 1983.
- [5] IAEA Specialists' meeting on sodium Fires and Prevention, Cadarache, France, 20-24 Novembre 1978, IWYFR/28.
- [6] S. jorden Release of Fuel and Fission Products from Hot Sodium In Book: IAEA Specialists' meeting on Sodium Fires and Prevention, Cadarache, 20-24 Novembre, IWYFR/28, A 208.
- [7] STAKEBANER, ROBINSON Plutonium Release from Burning Sodium. Nucl. Techn., v.23 (30-39), N1, ape. 1977.

- [8] GUSEV N.Y. Estimate of the Radiation Impact on the Environment and Population from Fast Breeder Reactors. In book : Current Problems and Concerns of the health physicist Proceedings of the Third International Summer School on Radiation Protection (Aug. 24-Sept. 3, 1976) Boris xidric Institute of Nuclear Sciences, v.2, p. 406.
- [9] Rejets admissibles de matières radioactives et chimiques dans l'atmosphère. Rédigé sous la rédaction de TEVEROVSKIJ E.N. M. Energoatomizdat, 1985, p.100.
- [10] GUSEV N.G., BELYAEV V.A. : Rejets radioactifs dans la biosphère. Vademecum. M., Energoatomizdat, 1986.
- [11] Règles sanitaires de conception et d'exploitation des centrales nucléaires SP-AES-79, Moscou, Energoizdat, 1981.

Schéma de ventilation d'un local technologique.

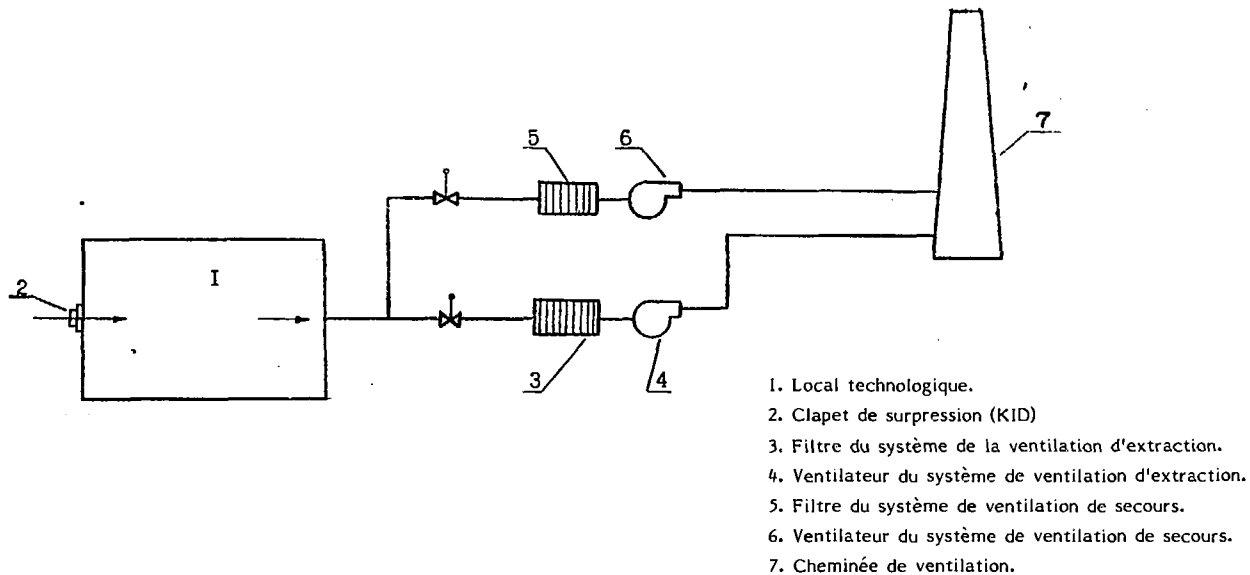


FIGURE I

Arbre des évènements.

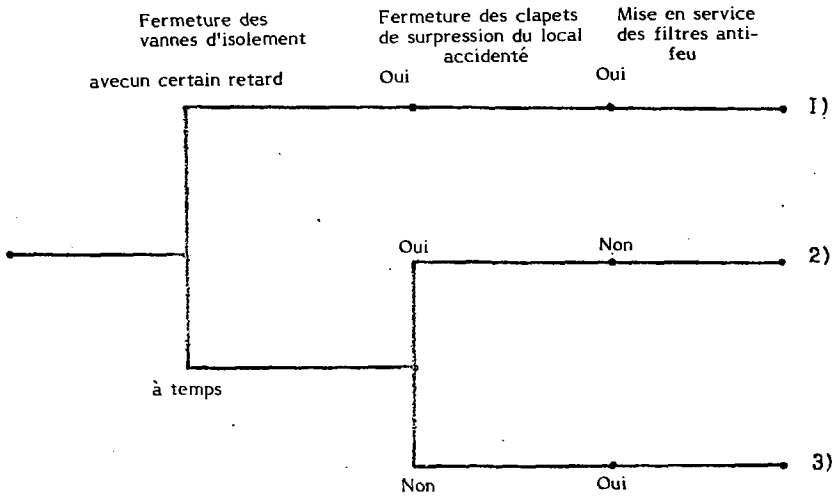


FIGURE 2