

COMITE D'ETAT DE L'URSS SUR L'UTILISATION DE L'ENERGIE ATOMIQUE

L'ACCIDENT SURVENU A LA CENTRALE NUCLEAIRE DE TCHERNOBYL  
ET SES CONSEQUENCES

Documentation établie pour la réunion d'experts de l'AIEA,

25-29 août 1986, Vienne

PARTIE I. ELEMENTS D'INFORMATION GENERAUX

PROJET

Août 1986

La présente documentation se fonde sur les conclusions de la Commission gouvernementale chargée d'analyser les causes de l'accident survenu à la quatrième tranche de la centrale nucléaire de Tchernobyl, et a été établie par une équipe d'experts désignée par le Comité d'Etat de l'URSS sur l'utilisation de l'énergie atomique. Les membres de cette équipe étaient les suivants :

- |                 |                   |
|-----------------|-------------------|
| ◦ Abagyan A.A.  | Mysenkov A.I.     |
| Asmolov V.G.    | ◦ Pavlovskij O.A. |
| ◦ Gus'kova A.K. | ◦ Petrov V.N.     |
| ◦ Demin V.F.    | Pikalov V.K.      |
| ◦ Il'in L.A.    | Protsenko A.N.    |
| ◦ Izrael' Yu.A. | Ryazantsev E.P.   |
| ◦ Kalugin A.K.  | Sivintsev Yu.V.   |
| Konviz V.S.     | Sukhoruchkin V.K. |
| Kuz'min I.I.    | Tokarenko V.F.    |
| Kunzevich A.D.  | Khrulev A.A.      |
| ◦ Legasov V.A.  | Shakh O.Ya.       |
| Malkin S.D.     |                   |

Des données fournies par les organismes ci-après ont été utilisées pour l'établissement de cette documentation : Institut de l'énergie atomique I.V. Kurchatov, Institut de recherche scientifique et d'étude sur la technologie énergétique, Institut du radium V.G. Khlopin, Institut "Hydroprojet" S.Ya. Zhuk, Institut de recherche scientifique de l'Union soviétique pour les centrales nucléaires, Institut de biophysique, Institut de géophysique appliquée, Comité d'Etat de l'URSS sur l'utilisation de l'énergie atomique, Comité d'Etat de l'URSS sur l'hydrométéorologie et la protection de l'environnement, Ministère de la santé de l'URSS, Comité d'Etat de l'URSS pour la supervision de l'industrie nucléaire, Ministère de la défense, Direction principale de la lutte contre l'incendie du Ministère de l'intérieur et Académie des sciences de l'URSS.

## INTRODUCTION

Le 26 avril 1986, à 1 h 23, un accident s'est produit à la quatrième tranche de la centrale nucléaire de Tchernobyl, détruisant le coeur du réacteur et une partie du bâtiment qui l'abritait.

L'accident a eu lieu avant un arrêt de la tranche pour un entretien programmé, lors d'essais en régime de fonctionnement de l'un des turbo-alternateurs. La puissance du réacteur s'est soudainement accrue, ce qui a entraîné la destruction du réacteur et le rejet dans l'atmosphère d'une partie des produits radioactifs accumulés dans le coeur.

Au moment de l'accident, la réaction nucléaire dans le réacteur de la quatrième tranche s'est arrêtée. L'incendie qui s'est déclaré a été éteint, et des travaux ont été entrepris pour limiter les conséquences de l'accident et y remédier.

La population a été évacuée des zones situées au voisinage immédiat de la centrale et dans un rayon de 30 km.

Compte tenu du caractère exceptionnel de l'accident de Tchernobyl, une équipe d'urgence, dirigée par M. N.I. Ryzhkov, Président du Conseil des ministres de l'URSS, a été constituée dans le cadre du Bureau politique du Comité central du Parti communiste de l'Union soviétique pour coordonner les activités des ministères et d'autres départements afin de remédier aux conséquences de l'accident et d'apporter une aide à la population. Une commission gouvernementale a été instituée pour analyser les causes de l'accident et prendre les mesures d'urgence et d'assainissement nécessaires. Les ressources scientifiques, techniques et économiques du pays qui étaient nécessaires ont été mobilisées.

Des représentants de l'AIEA ont été invités en Union soviétique et ont eu la possibilité de s'informer de la situation à la centrale nucléaire de Tchernobyl et des mesures prises pour maîtriser l'accident. Ils ont fait part à la communauté mondiale de leur évaluation de la situation.

Les gouvernements d'un certain nombre de pays, de nombreuses organisations gouvernementales, publiques et privées, ainsi que des particuliers de différents pays ont proposé leur concours à divers organismes soviétiques pour aider à remédier aux conséquences de l'accident. Certaines de ces propositions ont été acceptées.

Au cours des 30 années de son développement, le nucléaire a occupé une place importante dans la production énergétique mondiale et, dans l'ensemble, son bilan en matière de sûreté a été très positif pour l'homme et l'environnement. On ne saurait envisager l'avenir de l'économie mondiale sans l'énergie nucléaire. Toutefois, pour son développement futur, il faudra déployer des efforts encore plus grands dans les domaines scientifique et technique en vue de garantir la fiabilité et la sûreté de son exploitation.

L'accident de Tchernobyl résulte de la conjonction de plusieurs événements peu probables. L'Union soviétique tire de cet accident les conclusions qui s'imposent.

L'abandon des sources d'énergie nucléaire obligerait à intensifier considérablement l'extraction et l'utilisation de combustibles fossiles, ce qui accroîtrait incontestablement les risques de maladies pour l'homme et la destruction des eaux et des forêts à cause des rejets constants de substances chimiques nocives dans la biosphère.

A côté de ses avantages comme source d'énergie et du point de vue de la conservation des ressources naturelles, le développement de l'électro-nucléaire dans le monde comporte des dangers à caractère international. Ces dangers comprennent les transferts transfrontières de radioactivité, en particulier lors d'accidents radiologiques graves, la prolifération des armes nucléaires, le danger représenté par le terrorisme international et le danger spécifique aux installations nucléaires en cas de guerre. Tout cela fait ressortir la nécessité primordiale d'une coopération internationale étroite dans le développement de l'électronucléaire et pour garantir sa sûreté.

Telle est la réalité.

Le fait que le monde actuel est plein de processus de production industrielle potentiellement dangereux qui aggravent considérablement les conséquences des actions militaires rend la guerre encore plus absurde et inadmissible dans les conditions actuelles.

Dans l'allocution qu'il a prononcée à la télévision soviétique le 14 mai, M.S. Gorbatchev a déclaré : "Pour nous, la leçon indiscutable de Tchernobyl est que, dans la perspective des progrès futurs de la révolution scientifique et technologique, les problèmes de fiabilité et de sûreté de la technologie, et les questions de discipline, d'ordre et d'organisation deviennent primordiaux. Les exigences les plus strictes sont indispensables partout et dans tous les domaines.

"En outre, nous considérons qu'il faudrait renforcer encore la coopération dans le cadre de l'Agence internationale de l'énergie atomique."

1. DESCRIPTION DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DE TCHERNOBYL, DOTEES DE REACTEURS RBMK-1000

1.1. Données de calcul

La puissance prévue de la centrale nucléaire de Tchernobyl est de 6 GW; au 1er janvier 1986, la puissance des quatre tranches en service de la centrale était de 4 GW. Les troisième et quatrième tranches correspondent à la deuxième partie des travaux de construction de la centrale nucléaire de Tchernobyl et à la deuxième génération de centrales de ce type.

1.2. Description du réacteur de la quatrième tranche de la centrale nucléaire de Tchernobyl

Les principales caractéristiques de conception des réacteurs RBMK sont les suivantes :

- 1) Canaux verticaux contenant le combustible et le caloporteur, et permettant un rechargement localisé du combustible lorsque le réacteur est en fonctionnement;
- 2) Combustible constitué par des faisceaux d'éléments cylindriques en dioxyde d'uranium logés dans des gaines tubulaires en zirconium;
- 3) Modérateur en graphite entre les canaux;
- 4) Caloporteur constitué par de l'eau ordinaire bouillante dans le circuit multiple de circulation forcée, avec alimentation directe de la turbine en vapeur.

Ces caractéristiques de conception déterminent conjointement toutes les caractéristiques fondamentales du réacteur et de la centrale nucléaire pour ce qui est à la fois des avantages - absence de cuve sous pression encombrante, dont la fabrication est difficile et qui limite la puissance unitaire et l'utilisation productive du réacteur; absence de générateur de vapeur complexe et coûteux; possibilité d'un rechargement continu et bon bilan neutronique; cycle du combustible souple, facilement adaptable aux fluctuations du marché du combustible; possibilité d'une surchauffe nucléaire de la vapeur; fiabilité thermique élevée et durabilité du réacteur grâce à une régulation du débit canal par canal, contrôle de l'intégrité des canaux, contrôle des paramètres et de l'activité du caloporteur dans chaque canal, et remplacement en marche des assemblages combustibles non hermétiques - et des inconvenients - possibilité qu'il y ait un coefficient de vide positif dû à une transition de phase dans le caloporteur, qui détermine l'évolution du flux de neutrons et donc de la puissance lors d'accidents; forte sensibilité du champ neutronique à différents types de perturbations de la réactivité, en sorte qu'un système complexe de commande est nécessaire pour stabiliser la distribution de la puissance volumique dans le coeur; branchement complexe pour l'arrivée et l'évacuation du caloporteur dans chaque canal; forte

accumulation d'énergie thermique dans les structures métalliques, les éléments combustibles et l'empilement de graphite du réacteur; et présence de vapeur légèrement radioactive dans la turbine.

Le réacteur RBMK-1000 d'une puissance de 3 200 MWth (fig. 1) est équipé de deux boucles de refroidissement identiques; à chaque boucle sont reliés 840 canaux verticaux parallèles contenant les assemblages combustibles.

La boucle de refroidissement comporte quatre pompes de circulation principales parallèles (dont trois fonctionnent en fournissant 7 000 t/h d'eau sous une pression d'environ 1,5 MPa et une est redondante).

Dans les canaux, l'eau est portée au point d'ébullition et s'évapore partiellement. Le mélange vapeur-eau, dont la qualité moyenne de vapeur est de 14 % en masse, est évacué par la partie supérieure du canal et la canalisation vapeur-eau vers deux séparateurs horizontaux à gravité. La vapeur sèche (taux d'humidité inférieur à 0,1 %) obtenue dans ceux-ci est amenée sous une pression de 7 MPa à deux turbines d'une puissance de 500 MWe chacune par deux tuyauteries vapeur partant de chaque séparateur (les huit tuyauteries vapeur des quatre séparateurs sont raccordées entre elles pour former un "anneau" commun), tandis que l'eau, une fois mélangée au condensat de vapeur, est amenée par 12 retours d'eau dans le collecteur d'aspiration des pompes de circulation principales.

Le condensat de vapeur provenant des turbines est recyclé par les pompes d'alimentation à travers les séparateurs dans la partie supérieure des retours d'eau, ce qui amène l'eau à la température de saturation à l'entrée de la pompe de circulation principale.

D'une façon générale, le réacteur est constitué par une série de tubes de force verticaux pour le combustible et le caloporteur qui sont insérés dans les ouvertures cylindriques des colonnes de graphite, et par les plaques de protection supérieure et inférieure. L'empilement de graphite est enfermé dans une enveloppe cylindrique de faible épaisseur.

L'empilement se compose de blocs de graphite assemblés en colonnes, qui ont une section carrée et des ouvertures cylindriques axiales. Il repose sur une plaque qui transmet le poids du réacteur à une sole de béton.

Près de 5 % de la puissance du réacteur est libérée dans le graphite en raison du ralentissement des neutrons et de l'absorption des quanta gamma. Pour réduire la résistance thermique et éviter l'oxydation du graphite, les vides de l'empilement sont remplis d'un mélange d'hélium et d'azote qui circule lentement et qui permet également de contrôler l'intégrité des tubes de force d'après les variations du taux d'humidité et de la température du gaz.

Au-dessous de la plaque inférieure et au-dessus de la plaque supérieure sont ménagés des espaces pour les conduites de caloporteur reliant les sécheurs-séparateurs et les collecteurs à chaque canal.

Le robot, c'est-à-dire la machine de chargement, après enlèvement de la partie correspondante du plancher et alignement sur les coordonnées du canal, est couplé avec la tête du canal, égalise sa propre pression avec celle du canal, ouvre le canal, enlève l'assemblage combustible irradié et le remplace par un assemblage neuf, referme le canal, est découplé et transporte l'assemblage irradié jusqu'à la piscine de refroidissement. Tant que la machine de chargement est reliée à la cavité du canal de combustible, un léger courant d'eau propre est amené dans ce canal par le joint thermohydraulique; il forme ainsi une "barrière" s'opposant à la pénétration d'eau chaude radioactive provenant du canal dans la machine de chargement.

Le système de commande et de protection (SCP) du réacteur est basé sur le déplacement de 211 barres d'absorbants solides dans des canaux spéciaux refroidis à l'eau par un circuit autonome. Le système assure le maintien automatique de la puissance à un niveau donné; la réduction rapide de la puissance par les barres de commande automatiques et par les régulateurs radiaux sur la base de signaux indiquant une défaillance d'un équipement essentiel; l'arrêt d'urgence de la réaction en chaîne par les barres d'arrêt d'urgence sur la base de signaux indiquant des écarts dangereux des paramètres de la tranche ou une défaillance du matériel; la compensation des fluctuations de la réactivité lors de la montée en température et en puissance du réacteur; le contrôle de la répartition de la puissance volumique dans le coeur.

Les réacteurs de type RBMK sont équipés d'un grand nombre de régulateurs indépendants qui, lors du déclenchement du système de protection, sont introduits dans le coeur à la vitesse de 0,4 m/s. La relative lenteur des régulateurs est compensée par leur nombre élevé.

Le SCP comporte des sous-systèmes de commande automatique et de protection d'urgence locales fonctionnant sur la base de signaux émis par les chambres d'ionisation placées à l'intérieur du coeur. Le système de commande automatique locale stabilise automatiquement les principales harmoniques de la répartition de la puissance volumique radiale-azimutale, alors que le système de protection d'urgence locale assure la protection du réacteur en cas d'urgence contre un dépassement de la puissance prévue dans les sous-assemblages de différentes zones du coeur. Le réglage des champs verticaux est assuré par des barres absorbantes raccourcies (au nombre de 24), qui sont insérées dans le coeur par le bas.

Outre le SCP, les principaux systèmes de contrôle et de commande du réacteur RBMK-1000 sont les suivants :

- 1) Système de contrôle physique du champ de puissance volumique radiale (plus de 100 canaux) et du champ vertical (12 canaux) à l'aide de capteurs;
- 2) Système de contrôle du démarrage (réactimètres, chambres d'ionisation amovibles);
- 3) Système de contrôle du débit d'eau dans chaque canal au moyen de débitmètres à bille;

- 4) Système de détection des ruptures de gaine d'après l'activité des produits de fission volatils à courte période dans les conduites vapeur-eau à la sortie de chaque canal; l'activité est détectée successivement dans chaque canal dans les gammes énergétiques optimales correspondantes ("fenêtres") par un photomultiplicateur déplacé au moyen d'un chariot spécial d'une conduite vapeur-eau à l'autre;
- 5) Système de contrôle de l'intégrité des tubes des canaux d'après le taux d'humidité et la température du gaz circulant le long des canaux.

Toutes les données sont introduites dans des ordinateurs. L'information est distribuée aux opérateurs sous forme de signaux d'écarts, d'indications d'instruments (si nécessaire) et de données enregistrées.

Les tranches RBMK-1000 fonctionnent essentiellement en régime de base (à puissance constante).

En raison de la puissance élevée de la tranche, le réacteur n'est arrêté automatiquement que lorsque les indications des instruments concernant la puissance, la pression ou le niveau d'eau dans le séparateur sortent des limites admissibles; en cas de perte d'alimentation générale; en cas de déclenchement simultané de deux turbo-alternateurs ou de deux pompes de circulation principales; lorsque le débit d'eau alimentaire baisse de plus d'un facteur 2; ou en cas de rupture circulaire complète du collecteur de la pompe de circulation principale d'un diamètre de 900 mm. Dans les autres cas de défaillance du matériel, seule une baisse automatique contrôlée de la puissance est prévue (jusqu'à un niveau correspondant à la puissance du matériel continuant à fonctionner).

### 1.3. Principales caractéristiques physiques du réacteur

Le réacteur nucléaire RBMK-1000 est un réacteur thermique hétérogène à tubes de force dans lequel on utilise du dioxyde d'uranium faiblement enrichi en  $^{235}\text{U}$  comme combustible, du graphite comme modérateur et de l'eau ordinaire bouillante comme caloporteur. Les principales caractéristiques du réacteur sont les suivantes :

Puissance thermique .....	3 200 MW
Enrichissement du combustible .....	2,0 %
Masse d'uranium contenue dans un assemblage.....	114,7 kg
Nombre/diamètre des éléments combustible dans un assemblage .....	18/13,6 mm

Taux de combustion .....	20 MWj/kg
Coefficient de non-uniformité de la puissance volumique radiale .....	1,48
Coefficient de non-uniformité de la puissance volumique verticale .....	1,4
Puissance maximale prévue par canal .....	3 250 kW
Composition isotopique du combustible déchargé :	
Uranium 235 .....	4,5 kg/t
Uranium 236 .....	2,4 kg/t
Plutonium 239 .....	2,6 kg/t
Plutonium 240 .....	1,8 kg/t
Plutonium 241 .....	0,5 kg/t
Coefficient de vide $\alpha_{\varphi}$ au point de travail .....	$2,0 \cdot 10^{-4}$ 1 vol. % vapeur
Coefficient de puissance rapide $\alpha_W$ au point de travail .....	$-0,5 \cdot 10^{-6}/\text{MW}$
Coefficient de température du combustible $\alpha_T$ ....	$-1,2 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$
Coefficient de température du graphite $\alpha_G$ .....	$6 \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$
"Valeur" minimum des barres du SCP $\Delta K$ .....	10,5 %
Efficacité des barres de commande manuelles $\Delta K..$	7,5 %
Effet du remplacement de combustible irradié par du combustible neuf (moyenne) .....	0,02 %

Une caractéristique physique importante du point de vue de la commande et de la sûreté du réacteur est la grandeur appelée marge de réactivité en fonctionnement ou excédent de réactivité. Elle se définit comme la réactivité correspondant à un nombre déterminé de barres du SCP insérées complètement dans le coeur dans la zone de haute efficacité différentielle.

On considère que l'excédent de réactivité pour les réacteurs RBMK-1000 est égal à 30 barres de pilotage radiales. En outre, la vitesse d'insertion d'antiréactivité en cas de déclenchement du système de protection d'urgence est de  $1 \beta/s$  ( $\beta$  étant la proportion de neutrons retardés), ce qui est suffisant pour compenser les effets en réactivité positifs.

La nature du rapport entre le facteur de multiplication effectif et la densité du caloporteur dans les réacteurs RBMK est dans une large mesure déterminée par les différents types d'absorbeurs dans le coeur. Lors du chargement initial du système de protection d'urgence, qui comporte environ 240 absorbeurs supplémentaires contenant du bore, la perte d'eau a un effet en réactivité négatif.

En même temps, une légère augmentation de la qualité de vapeur à la puissance nominale avec une marge de réactivité de 30 barres entraîne une augmentation de la réactivité ( $\rho = 2.10^{-4}/\text{vol. \% vapeur}$ ).

Dans le cas d'un réacteur à eau bouillante modéré par graphite, les principaux paramètres importants pour la fiabilité d'exploitation et la sûreté thermique sont la température des éléments combustibles, la marge par rapport à l'ébullition nucléée et la température du graphite. On a mis au point, pour les réacteurs RBMK, une série de programmes permettant aux ordinateurs des centrales d'effectuer des calculs rapides pour assurer la stabilité thermique en régime de rechargement continu du combustible et dans toutes les positions des vannes à l'entrée des canaux. Il est ainsi possible de déterminer les paramètres thermiques du réacteur pour toute fréquence de régulation des débits des canaux et pour tout type de contrôle (sur la base de la qualité de vapeur à la sortie ou de la marge de puissance critique), ainsi que pour toute perte avant le coeur.

Pour déterminer les champs de puissance volumique du coeur, on utilise les indications du système de contrôle physique, basé sur les mesures du flux neutronique radial et vertical à l'intérieur du coeur. En plus des indications fournies par le système de contrôle physique, l'ordinateur de la centrale reçoit également les données caractérisant la composition du coeur, l'énergie produite dans chaque canal de combustible, la position des barres de commande, la répartition du débit d'eau dans les canaux du coeur, ainsi que les indications des capteurs concernant la pression et la température du caloporteur. Des calculs exécutés par l'ordinateur à l'aide du programme PRISMA renseignent périodiquement l'opérateur sur les configurations du coeur, grâce à une feuille de sortie d'imprimante donnant des indications sur le type de chargement du coeur, la position des barres de commande, la disposition des capteurs à l'intérieur du coeur, la répartition de la puissance, les débits d'eau, les marges de puissance critiques et les marges de charges thermiques admissibles pour les éléments combustibles pour chaque canal de combustible du réacteur. L'ordinateur de la centrale calcule également la puissance thermique globale du réacteur, la répartition du débit du mélange vapeur-eau dans les séparateurs, la puissance intégrale, la qualité de vapeur à la sortie de chaque canal de combustible, et d'autres paramètres nécessaires au contrôle et à la commande du réacteur.

L'expérience d'exploitation des réacteurs RBMK en service montre que les moyens existants de contrôle et de commande de ces réacteurs permettent de maintenir sans difficulté les températures du combustible et du graphite et les marges de température critiques au niveau admissible.

#### 1.4. Systèmes de sûreté (fig. 2 et 3)

##### 1.4.1. Systèmes de protection

Le circuit de refroidissement de secours du coeur est un système de protection destiné à évacuer la chaleur résiduelle du coeur en apportant en temps voulu le volume d'eau requis dans les canaux du réacteur en cas d'accident endommageant le circuit principal de refroidissement du coeur. Ces

accidents peuvent être des ruptures de la tuyauterie de grand diamètre du circuit multiple de circulation forcée, des ruptures des conduites de vapeur et des ruptures des conduites d'eau d'alimentation.

Le système de protection contre la surpression dans le circuit principal de refroidissement est conçu pour assurer que la pression est maintenue à un niveau acceptable dans le circuit par évacuation de la vapeur vers la piscine de condensation.

Le système de protection de l'intérieur du réacteur est destiné à empêcher que la pression acceptable à l'intérieur du réacteur ne soit dépassée en cas d'accident comportant la rupture d'un canal de combustible; pour ce faire, le mélange vapeur-gaz est transféré de l'intérieur du réacteur vers le compartiment d'évacuation de la vapeur et du gaz de la piscine de condensation, puis dans la piscine de condensation elle-même, en même temps que le système de protection du réacteur arrête la réaction en chaîne. Le circuit de refroidissement de secours du réacteur et le système de refroidissement de l'intérieur du réacteur peuvent être utilisés pour l'introduction d'absorbants de neutrons adéquats (sels de bore et  $^3\text{He}$ ).

#### 1.4.2. Systèmes de localisation (de confinement)

Le système de localisation des accidents utilisé dans la quatrième tranche de la centrale de Tchernobyl est destiné à localiser les émissions radioactives survenant en cas de perte d'étanchéité de n'importe laquelle des conduites du circuit de refroidissement du réacteur, à l'exception des canalisations d'eau et de vapeur des parties supérieures des canaux de combustible, de la partie des retours d'eau qui se trouve dans le compartiment des sécheurs-séparateurs, et des conduites d'évacuation des gaz et de la vapeur depuis l'intérieur du réacteur.

Le composant principal du système de localisation est un système de confinement étanche qui comprend les compartiments suivants dans le réacteur :

- Des compartiments hermétiques renforcés, disposés symétriquement par rapport à l'axe du réacteur et conçus pour une surpression de 0,45 MPa;
- Les compartiments des collecteurs du groupe de distribution et des canalisations d'eau inférieures; ces compartiments, conçus d'après la résistance des éléments de construction du réacteur, empêchent la surpression de dépasser 0,08 MPa et sont calculés en fonction de cette valeur.

Le système de confinement contenant les compartiments hermétiques renforcés et les conduits de distribution de la vapeur est relié à la phase liquide du condenseur à barbotage par des tuyaux de soutirage.

Le système de dispositifs de fermeture et d'étanchéité est destiné à assurer l'étanchéité de la zone de localisation des accidents par la fermeture des canalisations reliant les compartiments hermétiques et les compartiments non hermétiques.

Le condenseur à barbotage est prévu pour la condensation de la vapeur qui se forme :

- Au cours d'un accident comportant une perte d'étanchéité du circuit du réacteur;
- Lors du fonctionnement des soupapes de sûreté principales;
- Au cours de fuites par les soupapes de sûreté principales pendant l'exploitation normale.

#### 1.4.3. Systèmes d'assurance de la sûreté

##### Alimentation électrique de la centrale

Les utilisateurs d'énergie électrique dans la centrale nucléaire se répartissent en trois groupes, en fonction du degré requis de fiabilité de l'alimentation électrique :

- 1) Les utilisateurs qui en aucun cas ne peuvent tolérer une interruption de l'alimentation allant de quelques fractions de seconde à quelques secondes, y compris en cas de perte totale de la tension du courant alternatif fourni par les transformateurs en service et les transformateurs de secours, et qui ont besoin d'une alimentation garantie après l'entrée en fonctionnement du système de protection du réacteur;
- 2) Les utilisateurs qui, dans les mêmes conditions, peuvent tolérer des interruptions de l'alimentation allant de quelques dixièmes de seconde à quelques dixièmes de minute, et qui ont besoin d'une alimentation garantie après l'entrée en fonctionnement du système de protection du réacteur;
- 3) Les utilisateurs qui n'ont pas besoin d'une alimentation en cas de perte de tension dans les transformateurs en service et les transformateurs de secours, et qui, pendant le fonctionnement normal de la tranche, tolèrent une interruption de l'alimentation au cours du transfert du transformateur en service au transformateur de secours.

#### 1.4.4. Systèmes de contrôle

Les systèmes de contrôle sont conçus pour actionner automatiquement les systèmes de protection, de localisation et d'assurance de la sûreté, et en contrôler le fonctionnement.

#### 1.4.5. Système de surveillance de la radioactivité

Le système de surveillance de la radioactivité de la centrale, qui est une partie intégrante (sous-système) du système automatique de commande de la centrale, est conçu pour rassembler, traiter et présenter les données

concernant la situation radiologique dans les locaux de la centrale et dans le milieu extérieur, l'état du matériel et des circuits, et les doses d'irradiation du personnel conformément aux normes et à la législation en vigueur.

#### 1.4.6. Niveau de contrôle dans la centrale

Le contrôle s'effectue à un double niveau : centrale et tranches.

Tous les systèmes liés à la sûreté de la centrale sont contrôlés au niveau de chaque tranche.

### 1.5. Description du site de la centrale de Tchernobyl et de ses environs

#### 1.5.1. Description de la région

La centrale de Tchernobyl est construite sur les bords du Pripet, affluent du Dniepr, dans la partie orientale d'une grande région appelée la Polésie, partagée entre la Biélorussie et l'Ukraine. Cette région est caractérisée par un relief relativement plat avec de faibles déclivités au voisinage de la rivière ou de ses affluents.

La longueur total du Pripet jusqu'au confluent avec le Dniepr est de 748 km, son bassin à la section de jaugeage de la centrale est de 106 000 km<sup>2</sup> et sa largeur de 200 à 300 m. La vitesse moyenne du courant est de 0,4 à 0,5 m/s et le débit moyen sur plusieurs années de 400 m<sup>3</sup>/s.

L'horizon aquifère, qui est utilisé pour l'approvisionnement en eau potable de la région considérée, est à une profondeur de 10 à 15 m au-dessous du niveau actuel du Pripet et est séparé des dépôts quaternaires par des marnes argileuses relativement imperméables.

La région de la Polésie biélorusse et ukrainienne se caractérise dans l'ensemble par une faible densité de population (la densité moyenne de population avant la construction de la centrale de Tchernobyl était approximativement de 70 habitants/km<sup>2</sup>).

Au début de 1986, la population totale vivant dans un rayon de 30 km autour de la centrale était de 100 000 habitants environ, dont 49 000 vivaient dans la ville de Pripet, située à l'ouest de la zone de sûreté de 3 km entourant la centrale, et 12 500 dans la ville de Tchernobyl, centre de la région, située à 15 km au sud-est de la centrale.

#### 1.5.2. Description du site de la centrale et de ses installations

La première phase des travaux de construction de la centrale de Tchernobyl, à savoir deux tranches dotées de réacteurs RBMK-1000, a duré de 1970 à 1977. Vers la fin de 1983 a été achevée, sur ce même site, la construction des deux tranches de la deuxième phase.

En 1981, la construction de deux autres tranches, dotées des mêmes réacteurs, a été entreprise à 1,5 km au sud-est de ce site (troisième phase).

Au sud-est du site de la centrale a été construit, directement dans la plaine du Pripet, un réservoir d'une superficie de 22 km<sup>2</sup>, qui alimente en eau de refroidissement les condenseurs des turbines et les échangeurs de chaleur des quatre premières tranches. On considère que le niveau normal de l'eau au mur de soutènement du réservoir est à 3,5 m au-dessous du niveau retenu au moment de la conception du site de la centrale.

Au cours de la troisième phase des travaux de construction de la centrale, on édifie deux puissantes tours de refroidissement (capacité hydraulique unitaire : 100 000 m<sup>3</sup>/h) qui peuvent fonctionner en parallèle avec le réservoir de refroidissement.

A l'ouest et au nord du site des première et deuxième phases se trouvent la base de construction et les entrepôts.

#### 1.5.3. Données sur la quantité de personnel se trouvant sur le site de la centrale au moment de l'accident

Dans la nuit du 25 au 26 avril 1986, ~~176~~ personnes des équipes de quart ainsi que des travailleurs de divers ateliers et des services d'entretien se trouvaient sur le site des première et deuxième phases de construction de la centrale de Tchernobyl.

En outre, ~~268~~ ouvriers du bâtiment et monteurs travaillaient en équipe de nuit sur le site de la troisième phase de construction.

#### 1.5.4. Données sur l'équipement du site ayant fonctionné dans le complexe du réacteur endommagé et sur le matériel utilisé pour maîtriser l'accident

La construction de la centrale de Tchernobyl s'effectue par phases, chacune comportant deux tranches ayant en commun des systèmes de traitement des eaux radioactives et des installations auxiliaires, dont :

- Une installation de stockage des déchets radioactifs liquides et solides;
- Les circuits généraux;
- Une installation d'alimentation en gaz;
- Des groupes électrogènes diesel de secours;
- Des installations hydrauliques et autres.

L'installation de stockage des déchets radioactifs liquides, construite au cours de la deuxième phase, est prévue pour le stockage provisoire des déchets radioactifs liquides provenant des troisième et quatrième

tranches; elle reçoit également les eaux de lavage et les renvoie pour retraitement. Les déchets radioactifs liquides sont acheminés depuis la cuve principale par des conduites disposées sur la galerie inférieure du pont, tandis que les déchets radioactifs solides sont transportés vers l'installation de stockage par des chariots électriques circulant sur la galerie supérieure du pont.

L'installation d'azote et d'oxygène est prévue pour répondre aux besoins des troisième et quatrième tranches de la centrale.

L'installation d'alimentation en gaz comprend un groupe de compression, un groupe d'électrolyse et des conteneurs d'hélium et d'argon. Elle est destinée à fournir aux troisième et quatrième tranches de la centrale de l'air comprimé, de l'hydrogène, de l'hélium et de l'argon. Des réservoirs d'azote et d'hydrogène sont installés à l'extérieur.

Les groupes électrogènes diesel de secours sont une source autonome d'urgence qui fournit de l'électricité aux systèmes importants pour la sûreté de chaque tranche. Chacun des groupes diesel de secours des troisième et quatrième tranches est équipé de trois générateurs diesel d'une puissance unitaire de 5,5 MW. Pour assurer le fonctionnement de ces groupes, on a prévu un dépôt intermédiaire et un dépôt central de mazout, des pompes d'alimentation en combustible et des réservoirs d'évacuation de secours du mazout et de l'huile.

L'eau brute pour les troisième et quatrième tranches provient du réservoir de refroidissement.

L'eau des pompes de circulation, alimentant les troisième et quatrième tranches, parvient dans un bassin surélevé d'où elle s'écoule par gravité vers les condenseurs des turbines.

Pour garantir l'alimentation en eau brute des utilisateurs qui ont besoin d'une alimentation ininterrompue, on a prévu des stations de pompage distinctes pour les troisième et quatrième tranches. L'alimentation électrique de secours de ces stations de pompage est assurée par les générateurs diesel.

Le 25 avril 1986, les quatre tranches des première et deuxième phases de construction, les systèmes auxiliaires et les installations du site requises par l'exploitation normale des quatre tranches étaient en service.

## 2. CHRONOLOGIE DU DEROULEMENT DE L'ACCIDENT

La quatrième tranche de la centrale de Tchernobyl a été mise en service en décembre 1983. Au moment de l'arrêt du réacteur pour entretien intermédiaire, programmé pour le 25 avril 1986, le coeur contenait 1 659 assemblages combustibles d'une combustion moyenne de 10,3 MWj/kg, un absorbeur supplémentaire et un canal non chargé. La majeure partie des assemblages combustibles (75 %) était des faisceaux de première charge, ayant une combustion de 12 à 15 MWj/kg.

Avant l'arrêt, des essais étaient prévus sur le turbo-alternateur No 8, au cours desquels la turbine assurerait l'alimentation de la centrale en fonctionnement par inertie. L'objectif de ces essais était de vérifier expérimentalement la possibilité d'utiliser l'énergie mécanique d'un rotor de turbo-alternateur non alimenté en vapeur pour produire l'électricité nécessaire à la tranche en cas de perte totale de l'alimentation électrique. En fait, on utilise ce régime dans l'un des sous-systèmes du circuit rapide de refroidissement de secours du coeur. Si les règles établies pour le déroulement de ces essais étaient respectées et des mesures supplémentaires de sûreté appliquées, il ne serait pas interdit de procéder à de tels essais dans une centrale en fonctionnement.

Des essais similaires avaient déjà été effectués auparavant dans la centrale de Tchernobyl. Il était alors apparu que la tension aux jeux de barres de l'alternateur tombait bien avant que l'énergie mécanique du rotor ne s'épuise au cours du fonctionnement par inertie. Afin de résoudre ce problème, il avait été prévu d'utiliser un régulateur spécial du champ magnétique de l'alternateur pour les essais du 25 avril 1986. Toutefois, le "Programme d'essais du turbo-alternateur No 8 de la centrale de Tchernobyl", d'après lequel les essais devaient se dérouler, n'avait pas été correctement préparé et n'avait pas reçu l'approbation requise.

Le programme était de mauvaise qualité et le chapitre relatif aux mesures de sûreté avait été établi de façon tout à fait formelle. (En fait, il y était uniquement spécifié qu'au cours des essais toutes les opérations de coupure et de basculement ne s'effectueraient que sur autorisation du chef de quart de la centrale, qu'en cas de situation d'urgence le personnel devait se comporter conformément aux consignes prévues pour la centrale, et qu'avant le début des essais le responsable des essais, à savoir un ingénieur électricien, qui n'était pas un spécialiste des réacteurs, donnerait des instructions à l'équipe de quart.) Hormis le fait que le programme ne prévoyait pas réellement des mesures de sûreté supplémentaires, il prescrivait de déconnecter le circuit de refroidissement de secours du coeur. Autrement dit, pendant toute la durée des essais, quatre heures environ, la sûreté du réacteur allait se trouver considérablement réduite.

Etant donné que pour ces essais la sûreté n'avait pas fait l'objet d'une attention suffisante, le personnel n'était pas correctement préparé et n'était pas conscient des dangers éventuels. En outre, comme on le verra par la suite, il n'a pas respecté le programme prévu, créant ainsi des conditions propices à une situation d'urgence.

Le 25 avril à 13 heures précises, le personnel a commencé à réduire la puissance du réacteur, qui fonctionnait jusqu'alors d'après les paramètres nominaux, et à 13 h 5 le turbo-alternateur No 7 a été arrêté alors que la puissance du réacteur était de 1 600 MWth. L'alimentation en électricité nécessaire pour les besoins propres de la tranche (quatre pompes de circulation principales, deux pompes électriques d'alimentation et autres équipements) a été basculée au jeu de barres du turbo-alternateur No 8.

A 14 heures, conformément au programme des essais, le circuit de refroidissement de secours du coeur a été déconnecté du circuit multiple de circulation forcée. Toutefois, à la demande du responsable de la salle de commande, la mise à l'arrêt de la tranche a été différée. En violation des règles d'exploitation, la tranche a donc continué à fonctionner alors que le circuit de refroidissement de secours était déconnecté.

A 23 h 10, la réduction de puissance a repris. Conformément au programme des essais, le fonctionnement par inertie de l'alternateur avec fourniture simultanée de l'électricité nécessaire à la tranche devait s'effectuer à une puissance de 700 à 1 000 MWth. Toutefois, quand le régulateur automatique local a été débranché, ce qui d'après les règles d'exploitation doit être fait à faible puissance, l'opérateur n'a pas pu éliminer suffisamment rapidement le déséquilibre apparu dans le dispositif de mesure du régulateur automatique, à la suite de quoi la puissance est descendue au-dessous de 30 MWth. Ce n'est que le 26 avril 1986 à 1 heure que l'opérateur est parvenu à la stabiliser à 200 MWth. Comme l'"empoisonnement" du réacteur se poursuivait, il n'a pas été possible d'accroître la puissance à cause du faible excédent de réactivité disponible, qui était à ce moment-là nettement inférieur au niveau réglementaire.

Néanmoins, il a été décidé de procéder aux essais. A 1 h 3 et à 1 h 7, une pompe de circulation principale supplémentaire a été rajoutée de chaque côté aux six pompes de circulation principales en fonctionnement de façon qu'après la fin des essais - pendant lesquels quatre pompes de circulation principales devaient opérer tout au long du fonctionnement par inertie - quatre autres pompes resteraient disponibles sur le circuit multiple de circulation forcée pour assurer le refroidissement sûr du coeur.

Etant donné que la puissance du réacteur et donc la résistance hydraulique du coeur et du circuit multiple de circulation forcée étaient largement inférieures au niveau prévu et que huit pompes de circulation principales fonctionnaient, le débit total du caloporteur dans le réacteur s'est élevé jusqu'à 56 000-58 000 m<sup>3</sup>/h et jusqu'à 8'000 m<sup>3</sup>/h dans certaines des pompes de circulation principales, ce qui constitue une infraction aux règles d'exploitation. Ce régime de fonctionnement est interdit en raison du risque de défaillance des pompes et de la possibilité de vibrations dans la tuyauterie principale à la suite de la formation de cavités. La mise en marche des pompes de circulation principales supplémentaires et l'augmentation du débit de l'eau dans le réacteur qui en est résultée ont contribué à réduire la formation de vapeur, à faire chuter la pression de vapeur dans les sécheurs-séparateurs et à modifier d'autres paramètres du réacteur. Les opérateurs ont

tenté de maintenir manuellement les principaux paramètres du réacteur, à savoir la pression de vapeur et le niveau d'eau dans les sécheurs-séparateurs, sans toutefois y parvenir complètement; c'est alors qu'ils ont pu observer que la pression de vapeur dans les sécheurs-séparateurs tombait de 0,5-0,6 MPa, et que le niveau d'eau chutait en dessous de la cote d'alerte. Pour éviter d'arrêter le réacteur dans ces conditions, le personnel a bloqué les signaux d'arrêt d'urgence concernant ces paramètres.

En même temps, la réactivité du réacteur continuait à baisser lentement. A 1 h 22 min 30 s, l'opérateur a constaté sur une sortie d'imprimante du programme d'évaluation rapide de la réactivité que l'excédent de réactivité disponible avait atteint un niveau nécessitant l'arrêt immédiat du réacteur. Toutefois, cela n'a pas empêché le personnel de commencer les essais.

A 1 h 23 min 4 s, les vannes d'arrêt d'urgence du turbo-alternateur No 8 se sont fermées. Le réacteur a continué à fonctionner à une puissance d'environ 200 MWth. Le système de protection disponible après la fermeture des vannes d'arrêt d'urgence de deux turbo-alternateurs (le No 7 avait été arrêté pendant la journée du 25 avril 1986) a été bloqué de façon que les essais puissent être recommencés s'ils n'étaient pas concluants la première fois. Ainsi, le personnel n'a pas respecté à nouveau le programme des essais qui ne prévoyait pas le blocage des systèmes de protection du réacteur après débranchement des deux turbo-alternateurs.

Peu après le début des essais, la puissance du réacteur a commencé à augmenter lentement.

A 1 h 23 min 40 s, le chef de quart de la tranche a donné l'ordre d'appuyer sur le bouton AZ-5, qui commande l'insertion dans le coeur de toutes les barres de commande et barres d'arrêt d'urgence. Les barres sont descendues mais, au bout de quelques secondes, des secousses se sont fait sentir et l'opérateur s'est aperçu que les barres absorbantes étaient stoppées sans avoir atteint leur point d'arrêt inférieur. Il a alors coupé l'alimentation des mécanismes d'actionnement afin que les barres descendent dans le coeur, entraînées par leur propre poids.

D'après des témoins qui se trouvaient à l'extérieur de la quatrième tranche, c'est vers 1 h 24 que se sont produites successivement deux explosions. Au-dessus du réacteur ont fusé des débris incandescents et des étincelles, dont une partie est tombée sur le toit de la salle des machines, provoquant ainsi un incendie.

### 3. ANALYSE DE L'ACCIDENT A L'AIDE D'UN MODELE MATHEMATIQUE

Le système de contrôle centralisé "Skala" du réacteur RBMK-1000 comporte un programme d'enregistrement des paramètres de diagnostic (PEPD) grâce auquel plusieurs centaines de paramètres analogiques et discrets sont examinés et mis en mémoire périodiquement avec une fréquence donnée (temps minimal : 1 seconde).

Dans le cadre des essais effectués, seuls ont été enregistrés avec une grande fréquence les paramètres essentiels à l'analyse des résultats des essais. C'est pourquoi on s'est servi, pour reconstituer le déroulement de l'accident, d'un modèle mathématique en utilisant non seulement les sorties d'imprimantes du PEPD, mais également les indications fournies par les appareils et les résultats de l'interrogatoire du personnel.

Pour analyser rapidement les diverses variantes et versions de l'accident considéré, on s'est servi d'un modèle mathématique intégral du réacteur RBMK-1000 en travaillant sur ordinateur en temps réel. On a déterminé la dépendance de la réactivité par rapport à la teneur en vapeur et aux mouvements des barres absorbantes en se basant sur les résultats des calculs effectués à l'aide de modèles de diffusion des neutrons, dont des modèles tridimensionnels.

Pour reconstituer le déroulement de l'accident, il était extrêmement important de s'assurer que le modèle mathématique décrivait correctement le comportement du réacteur et d'autres équipements et systèmes dans des conditions strictement identiques à celles qui régnaient avant la destruction de la tranche. Comme on l'a déjà noté dans la partie précédente, le réacteur a fonctionné de façon instable depuis le 26 avril 1986, après 1 heure, et les opérateurs n'ont presque pas cessé d'introduire des "perturbations" dans le système commandé, en vue de stabiliser ses paramètres. Cela a permis de comparer, pour une période relativement longue au cours de laquelle diverses influences se sont exercées sur le réacteur, les données factuelles, établies de manière relativement fiable par les enregistreurs, avec les données établies par simulation numérique. Les résultats de cette comparaison se sont révélés tout à fait satisfaisants, ce qui prouve que le modèle mathématique reproduisait correctement la réalité.

Afin d'avoir une meilleure idée de l'influence des événements antérieurs à l'accident sur son déroulement, nous avons analysé les données à partir de 1 h 19, c'est-à-dire quatre minutes avant le début de l'essai en fonctionnement par inertie du turbo-alternateur (fig. 4). Cette heure convient particulièrement bien car l'opérateur commençait alors l'une des opérations d'apport d'eau d'appoint aux sécheurs-séparateurs (la première avait eu lieu à 1 heure) qui a apporté de sérieuses perturbations dans le système commandé. A ce moment-là, le PEPD a enregistré la position des barres des trois régulateurs automatiques; autrement dit, les conditions initiales du calcul étaient très clairement établies.

L'opérateur a commencé l'apport d'eau d'appoint aux sécheurs-séparateurs pour empêcher que ne s'y produise une chute brutale du niveau d'eau. Au bout de 30 secondes, il est parvenu à maintenir le niveau, après

avoir plus que triplé le débit d'eau d'appoint. Il semblerait que l'opérateur avait décidé non seulement de maintenir le niveau, mais aussi de l'accroître. C'est pourquoi le débit d'eau a continué d'augmenter : après une minute environ il était déjà quatre fois supérieur à ce qu'il était initialement.

Dès que de l'eau plus froide provenant des sécheurs-séparateurs a atteint le coeur, la formation de vapeur a diminué notablement, provoquant une réduction de la qualité volumétrique de la vapeur d'eau et entraînant la remontée des barres du régulateur automatique qui, en 30 secondes environ, sont arrivées au point d'arrêt supérieur. L'opérateur a dû les "aider" grâce aux barres de commande manuelles, diminuant ainsi l'excédent de réactivité disponible (cette opération n'a pas été consignée dans le journal de bord, mais sans elle il aurait été absolument impossible de maintenir la puissance à 220 MWth). En remontant les barres de commande manuelles, l'opérateur a provoqué une surcompensation et l'une des barres du régulateur automatique est tombée de 1,8 m.

La réduction de la production de vapeur a entraîné une petite baisse de pression. Après environ une minute, à 1 h 19 min 58 s, le dispositif rapide de dérivation de la vapeur, à travers lequel les excédents de vapeur s'infiltraient dans le condenseur, a été fermé. Ceci a contribué à ralentir quelque peu la vitesse de chute de la pression. Toutefois, la pression a continué à diminuer lentement jusqu'au début des essais. Au cours de cette période, elle a varié de plus de 0,5 MPa. A 1 h 22 min 30 s, le système de contrôle centralisé "Skala" a fourni une sortie d'imprimante indiquant les champs réels de puissance volumique et les positions de toutes les barres de réglage. C'est pour ce moment précis qu'on a tenté de mettre en corrélation les champs neutroniques calculés et enregistrés.

La caractéristique principale du champ neutronique à ce moment est la suivante : dans la direction radiale-azimutale, il est pratiquement bombé, alors qu'à la verticale il présente une double courbe, en moyenne, avec un dégagement de chaleur plus élevé dans la partie supérieure du coeur. Cette répartition du champ est tout à fait normale pour la situation dans laquelle se trouvait le réacteur (à savoir un coeur en fin de cycle, presque toutes les barres de réglage remontées, une qualité volumétrique de la vapeur beaucoup plus élevée dans la partie supérieure que dans la partie inférieure du coeur, et un empoisonnement au  $^{135}\text{Xe}$  plus important au centre qu'à la périphérie du coeur).

A 1 h 22 min 30 s, l'excédent de réactivité n'était que de six à huit barres, soit à peine la moitié de la limite autorisée par les règles d'exploitation. Le réacteur était dans une condition inhabituelle et non réglementaire, et pour l'évaluation des événements ultérieurs il était extrêmement important de déterminer l'efficacité différentielle des barres de commande et des barres d'arrêt d'urgence pour des champs neutroniques réels et des caractéristiques réelles de multiplication du coeur. L'analyse numérique a indiqué que l'erreur sur la détermination de l'efficacité des barres de commande était extrêmement sensible à l'erreur sur la reconstitution du champ vertical de puissance volumique. Comme d'autre part pour des niveaux de puissance aussi bas (environ 6-7 %) l'erreur relative de mesure du champ est nettement plus

grande qu'en conditions de puissance nominale, il est évident qu'il faudra analyser un très grand nombre de variantes numériques avant de pouvoir dire avec certitude que telle ou telle version est vraie ou fausse.

C'est à 1 h 23 que les paramètres du réacteur étaient le plus proches de la stabilisation dans le laps de temps considéré, et les essais ont commencé. Une minute auparavant, l'opérateur avait brusquement réduit le débit de l'eau d'appoint, ce qui a entraîné une augmentation de la température de l'eau à l'entrée du réacteur d'une durée égale au temps que met le caloporteur pour passer des sècheurs-séparateurs au réacteur. A 1 h 23 min 4 s, l'opérateur a fermé les vannes de régulation d'urgence du turbo-alternateur No 8, qui a commencé à fonctionner par inertie. A la suite de la réduction du débit de la vapeur provenant des sècheurs-séparateurs, la pression de la vapeur a commencé à augmenter légèrement (vitesse moyenne : 6 kPa/s). Le débit total de l'eau dans le réacteur a commencé à tomber puisque quatre des huit pompes de circulation principales étaient alimentées par le turbo-alternateur fonctionnant par inertie.

L'augmentation de la pression de la vapeur, d'une part, et la baisse du débit de l'eau dans le réacteur ainsi que la réduction de l'apport en eau d'appoint aux sècheurs-séparateurs, d'autre part, sont les facteurs qui ont concouru à déterminer la qualité volumétrique de la vapeur et, par conséquent, la puissance du réacteur. Il convient de noter en particulier que, dans l'état où se trouvait alors le réacteur, un faible changement de puissance provoque un accroissement de la qualité volumétrique de la vapeur, qui influe directement sur la réactivité, bien plus important qu'à la puissance nominale. En tout état de cause, tous ces facteurs ont concouru à une augmentation de la puissance, et c'est peut-être là ce qui a incité le personnel à presser le bouton AZ-5.

Le bouton AZ-5 a été pressé à 1 h 23 min 40 s et l'insertion des barres d'arrêt d'urgence a commencé. A ce moment-là, les barres du régulateur automatique, compensant en partie la montée de puissance précédente, se trouvaient déjà dans la partie inférieure du coeur, mais le fait que le personnel travaillait avec un excédent de réactivité inadmissible, car insuffisant, a abouti à ce que pratiquement toutes les autres barres absorbantes se trouvaient dans la partie supérieure du coeur.

Dans les conditions ainsi créées, les entorses au règlement commises par le personnel avaient considérablement réduit l'efficacité du système de protection d'urgence du réacteur. La réactivité globalement positive apparaissant dans le coeur a commencé à augmenter. En trois secondes, la puissance est passée à 530 MWth et la durée totale de l'exécution a été nettement inférieure à 20 secondes. Le fait que le coefficient de vide était positif a contribué à aggraver la situation. Seul l'effet Doppler a compensé en partie l'insertion de réactivité à ce moment-là.

La baisse du débit d'eau dans les canaux de combustible du réacteur, qui se poursuivait alors que la puissance augmentait, a provoqué une formation intense de vapeur, puis une ébullition nucléée, la surchauffe du combustible,

sa destruction, un très fort bouillonnement du caloporteur dans lequel sont tombées des particules du combustible détruit, une augmentation forte et rapide de la pression dans les canaux de combustible, la destruction de ces derniers et enfin une explosion qui a détruit le réacteur et une partie du bâtiment, et a entraîné le rejet de produits de fission radioactifs dans l'environnement.

Dans le modèle mathématique, on a simulé la destruction du combustible par une brusque augmentation de la surface effective d'échange de chaleur, quand la puissance volumique du combustible a dépassé 300 cal/g. C'est exactement à ce moment-là que la pression dans le coeur a tellement augmenté que le débit d'alimentation en eau par les pompes de circulation principales a brusquement chuté (les soupapes de non-retour étaient fermées). Cela ressort clairement des résultats obtenus à l'aide du modèle mathématique, ainsi que des mesures enregistrées par le PEPD. Seule la rupture des canaux de combustible a permis le rétablissement partiel du débit des pompes de circulation principales. Toutefois, l'eau provenant des pompes était dirigée non seulement vers les canaux intacts, mais aussi vers la partie endommagée du réacteur.

La formation de vapeur et l'augmentation brusque de la température dans le coeur ont favorisé une réaction entre la vapeur et le zirconium et d'autres réactions chimiques exothermiques qui se sont traduites au dire des témoins par une sorte de feu d'artifice de particules incandescentes.

A la suite de ces réactions s'est formé un mélange de gaz contenant de l'hydrogène et du monoxyde de carbone qui a provoqué une explosion thermique au contact de l'oxygène de l'air, contact rendu possible par la destruction de la paroi entourant le réacteur.

#### 4. LES CAUSES DE L'ACCIDENT

Ainsi que l'a montré l'analyse présentée ci-dessus, l'accident de la quatrième tranche de la centrale nucléaire de Tchernobyl est à ranger dans la catégorie des accidents liés à l'introduction d'un excédent de réactivité. La conception du réacteur prévoyait une protection contre ce type d'accident, compte tenu des caractéristiques physiques du réacteur, y compris un coefficient de vide positif.

Les moyens techniques de protection comprennent les systèmes prévus pour la commande du réacteur et sa protection contre un dépassement de puissance, pour la réduction de la période d'excursion et pour la protection contre les anomalies de fonctionnement lors d'opérations de coupure ou basculement intéressant les équipements et systèmes du bloc pile et le système de refroidissement de secours du cœur.

Outre les moyens de protection technique, il y a aussi des règles strictes et des instructions pour la conduite des processus technologiques d'une centrale nucléaire, contenues dans les consignes d'exploitation de chaque tranche. Parmi les consignes les plus importantes figurent celles qui stipulent qu'il est inacceptable de réduire l'excédent de réactivité en fonctionnement (marge de réactivité) à moins de 30 barres.

Au cours de la préparation et du déroulement des essais sur le turbo-alternateur, lors desquels la turbine devait assurer l'alimentation de la tranche en fonctionnement par inertie, le personnel a mis hors circuit plusieurs systèmes de protection importants et a enfreint les dispositions essentielles des consignes d'exploitation pour la conduite sûre des processus technologiques.

Le tableau ci-dessous donne la liste des plus dangereuses violations des règles commises par le personnel de la quatrième tranche de la centrale nucléaire de Tchernobyl.

No	Violation	Motif	Conséquence
1	2	3	4
1.	Réduction de la marge de réactivité en exploitation bien en dessous de la valeur admissible	Tentative pour sortir de la "trappe d'iode"	Le système de protection du réacteur a été sans effet
2.	Chute de la puissance bien en dessous du niveau prévu dans le programme d'essais	Erreur de l'opérateur : mise hors circuit du réglage automatique local	Le réacteur s'est trouvé dans une situation difficile à contrôler

ACCIDENT EVENT SEQUENCE

TIME	EVENT	INTERPRETATION
<b>25 APRIL</b>		
1.00.00	THE START-UP OF DECREASING THE REACTOR POWER.	THE PREPARATION WAS BEGUN TO THE TESTS AND THE PLANNED SHUTDOWN OF THE UNIT.
13.05.00	THE REACTOR POWER WAS 1600 MW(th) (50% OF RATED POWER), TG No. 7 WAS TRIPPED.	
14.00.00	THE ECCS WAS ISOLATED.	IN ACCORDANCE WITH THE TEST PROGRAM.
23.10.00	THE POWER DECREASE WAS CONTINUED.	IN ACCORDANCE WITH THE TEST PROGRAM THE REACTOR POWER SHOULD BE 700 - 1000 MW.
<b>26 APRIL</b>		
0.28.00	WHILE PASSING FROM THE LAC TO THE AC THE DISBALANCE OF THE AC INSTRUMENTATION APPEARED. THE REACTOR POWER DROPPED BELOW 30 MW(th).	THE ERROR OF THE OPERATOR WHICH DID NOT RESET THE AC SET POINT.
1.00.00	THE REACTOR WAS BROUGHT TO A POWER OF 200 MW (th)	THE FURTHER INCREASE IN POWER WAS DIFFICULT DUE TO THE CONTINUING POISONING OF THE REACTOR (THE REACTIVITY MARGIN WAS SMALL). THE REQUIREMENTS OF THE TEST PROGRAM WERE VIOLATED.
1.03	THE FOURTH MC WAS CONNECTED TO THE LEFT LOOP OF MFCC.	DUE TO LOW POWER AND INCREASED FLOW RATE OF COOLANT IN THE MFCC THE COOLANT TEMPERATURE APPROACHED THE SATURATION ONE.

TIME	EVENT	INTERPRETATION
1.07	<p>THE FOURTH MC WAS CONNECTED TO THE RIGTH LOOP OF MFCC.</p> <p>THE SIGNIFICANT DEVIATIONS OF THE WATER LEVEL AND THE STEAM PRESSURE IN THE SEPARATOR-DRUMS (SDs). THE FLOW RATE IN SOME MCs EXCEEDED THE PERMISSIBLE VALUE.</p>	<p>THE SENSITIVITY OF THE REACTOR TO CHANGE OF PARAMETERS INCREASED. THE ATTEMPTS OF MAINTAINING THE PARAMETERS MANUALLY.</p>
1.19.00	<p>THE START UP OF SUCCESSIVE FEEDING OF SDs.</p>	<p>PURPOSE: TO PRECLUDE A WATER LEVEL DROP.</p>
1.19.30	<p>THE ONSET OF THE SD WATER LEVEL RISE.</p> <p>THE FEEDWATER DISCHARGE EXCEEDED THREE TIMES THE BALANCED ONE.</p> <p>THE AUTOMATIC CONTROL RODS WENT UP TO THE UPPER TIE PLATE.</p> <p>THE MANUAL CONTROL RODS WERE PULLED UP.</p> <p>THE ONSET OF THE SD STEAM PRESSURE DROP.</p>	<p>THE FEEDWATER DISCHARGE EXCEEDED THE STEAM RATE.</p> <p>THE "OVERCONTROL" COMMITTED BY THE OPERATOR DUE TO DELAYED ACTION OF PROCESSES.</p> <p>THE COOLER WATER REACHED THE CORE AND DECREASED THE STEAM QUALITY.</p>
1.19.58	<p>THE BPSV VALVE WAS CLOSED.</p>	<p>THE REDUCTION IN STEAM GENERATION DUE TO INFLOW OF THE COOLER WATER FROM THE SDs.</p> <p>PURPOSE: TO SLOW DOWN THE RATE OF THE STEAM PRESSURE DROP.</p>
1.21.50	<p>THE FEEDWATER DISCHARGE EXCEEDED 4 TIMES THE BALANCED ONE.</p> <p>THE ONSET OF THE ABRUPT DECREASE IN FEEDWATER DISCHARGE.</p>	<p>PURPOSE: THE RISE OF SD WATER LEVEL.</p> <p>PURPOSE: THE SUSPENSION OF THE FURTHER RISE OF WATER LEVEL.</p>
1.22.10	<p>THE ONSET OF STEAM QUALITY GROWTH.</p> <p>THE LOWERING OF THE AUTOMATIC CONTROL RODS.</p>	<p>THE WARMER WATER REACHED THE CORE.</p> <p>THE COMPENSATION OF THE REACTIVITY INCREMENT RESULTED FROM INCREASE IN STEAM QUALITY.</p>

TIME	EVENT	INTERPRETATION
1.22.30	<p>THE TERMINATION OF DECREASE IN FEEDWATER DISCHARGE.</p> <p>THE FEEDWATER DISCHARGE BECAME 1.5 TIMES LESS THAN THE BALANCED ONE.</p> <p>THE DISTRIBUTION OF POWER DENSITY AND THE POSITIONS OF EVERY CONTROL ROD WERE PRINTED OUT.</p> <p>THE OPERATIONAL REACTIVITY MARGIN WAS HALF AS MUCH AS THE RESMISSEBLE ONE.</p>	<p>THE ERROR IN MANUAL OPERATION.</p> <p>PURPOSE: TO REFINE THE NEUTRON FIELDS AND THE REACTIVITY MARGIN BEFORE THE TG No. 8 TESTS.</p>
1.22.45	THE SUSPENSION OF INCREASE IN STEAM QUALITY IN THE CORE.	THE STABILIZATION OF THE FEEDWATER DISCHARGE AND SD STEAM PRESSURE.
1.23.04	<p>THE SHUT-OFF VALVE OF THE TURBINE WAS CLOSED.</p> <p>THE REACTOR CONTINUES OPERATING AT A POWER OF 200 MW.</p>	<p>THE START-UP OF THE TG No. 8 TESTS.</p> <p>THE PERSONNEL LOCKED THE TWO-TG-TRIP ALARM. (THIS WAS NOT PROVIDED IN THE TEST PROGRAM).</p>
1.23.10	THE AUTOMATIC CONTROL RODS WENT UP.	THE DECREASE IN THE CORE STEAM QUALITY DUE TO INCREASING THE STEAM PRESSURE.
1.23.21	THE AUTOMATIC CONTROL RODS BEGAN MOVING DOWN.	THE REDUCION OF THE MFCC COOLANT FLOW RATE AND THE APPROACH OF THE WARMER WATER TO THE CORE.
1.23.31	THE ONSET OF INCREASING THE TOTAL REACTIVITY AND THE NEUTRON POWER.	THE AC DO NOT MANAGE TO COMPENSATE THE REACTIVITY INCREMENT DUE TO INCREASING TO STEAM QUALITY.
1.23.40	BULLOT EP-6 WAS PUSHED.	THE INSERTION OF THE EMERGENCY PROTECTION RODS IN THE CORE.

TIME	EVENT	INTERPRETATION
1.23.43	THE APPEARANCE OF THE HIGH POWER AND SHORT PERIOD ALARMS.	THE EMERGENCY PROTECTION IS NOT EFFICIENT ENOUGH TO PRECLUDE THE REACTOR RUNAWAY.
	THE SHARP GROWTH OF THE FUEL TEMPERATURE	THE HEAT TRANSFER CRISIS.
1.23.44	THE FIRST SURGE OF POWER.	THE POSITIVE REACTIVITY WAS COMPENSATED BY THE DOPPLER EFFECT AND THE INSERTION OF THE CONTROL AND SAFETY RODS.
1.23.45	THE ABRUPT GROWTH OF THE STEAM QUALITY.	THE FUEL FRAGMENTATION.
	THE ABRUPT SURGE OF POWER.	THE PROMPT INSERTION OF POSITIVE REACTIVITY DUE TO THE COOLANT BOILING UP.
	THE ONSET OF THE DRASTIC DECREASE IN THE MFCC COOLANT FLOW RATE.	THE NON-RETURN VALVES WERE CLOSED DUE TO THE SHARP PRESSURE RISE IN THE CORE.
1.23.46	THE SD STEAM PRESSURE EXCEEDED THE ACCIDENT LEVEL.	THE INTENSIVE GENERATION OF STEAM.
	THE RESPONSE OF THE BPSV VALVE.	
1.23.47	THE ONSET OF INCREASE IN COOLANT FLOW RATE.	THE ONSET OF THE FUEL CHANNEL RAPTURE.
1.23.48	THERMAL EXPLOSION.	

3.	Branchement de toutes les pompes primaires au réacteur, et, pour chaque pompe, dépassement du débit prévu par les consignes	Exécution du programme d'essais	La température du réfrigérant dans le circuit multiple de circulation forcée s'est rapprochée de la température de saturation
4.	Blocage du système de protection du réacteur sur signal d'arrêt provenant des deux turbo-alternateurs	Intention, si nécessaire, de répéter l'expérience avec les turbo-alternateurs déclenchés	Perte de la possibilité d'arrêt automatique du réacteur
5.	Blocage des systèmes de protection dépendant du niveau d'eau et de la pression de la vapeur dans le sécheur-séparateur	Effort pour exécuter les essais malgré le fonctionnement instable du réacteur	Le système de protection du réacteur en fonction des paramètres de chaleur a été totalement mis hors circuit
6.	Mise hors circuit du système de protection contre l'accident maximal de référence (mise hors circuit du système de refroidissement de secours du coeur)	Désir d'éviter un déclenchement intempestif du système de refroidissement de secours du coeur pendant le déroulement de l'essai	Impossibilité de réduire l'ampleur de l'accident

---

Le mobile principal du personnel a été de mener à bien les essais aussi rapidement que possible. Le non-respect des instructions au cours de la préparation et du déroulement des essais, le non-respect du programme d'essais lui-même et l'imprudence dans la commande du réacteur témoignent d'une compréhension insuffisante par le personnel des caractéristiques spéciales des processus technologiques dans un réacteur nucléaire, et d'une perte du sens du danger.

Les concepteurs du réacteur n'avaient pas prévu de systèmes de sûreté pour empêcher un accident dû à la combinaison de circonstances qui s'est trouvée réalisée à la tranche 4, à savoir la mise hors circuit volontaire des systèmes techniques de protection conjuguée à des violations des consignes d'exploitation, parce qu'ils jugeaient impossible une telle conjonction d'événements.

Ainsi, la cause première de l'accident a été une combinaison très improbable de violations des consignes et règles d'exploitation, commises par le personnel de la tranche.

Les proportions catastrophiques de l'accident sont dues au fait que le personnel a placé le réacteur dans un état non conforme aux instructions, dans lequel le coefficient de vide positif a pu amplifier considérablement l'excursion de puissance.

5. MESURES PRIORITAIRES POUR ACCROITRE LA SURETE DES CENTRALES NUCLEAIRES A REACTEURS DE TYPE RBMK

Il a été décidé, pour les centrales existantes à réacteurs RBMK, de modifier le mécanisme d'arrêt des barres de commande de telle façon qu'en position extrême toutes les barres soient insérées dans le coeur à une profondeur de 1,2 m. Cette mesure permettra d'assurer plus rapidement une protection efficace et supprimera la possibilité d'un accroissement continu des caractéristiques de multiplication du coeur dans la région inférieure lors du mouvement descendant des barres. De plus, le nombre de barres absorbantes se trouvant en permanence dans le coeur sera porté à 70-80, ce qui ramènera le coefficient de vide à une valeur admissible. Cette mesure est temporaire et sera remplacée par d'autres dans le futur : les réacteurs RBMK seront alors alimentés par du combustible initialement enrichi à 2,4 %, et leur coeur sera doté de barres absorbantes supplémentaires, ce qui permettra d'assurer qu'un brusque accroissement positif de réactivité ne dépassera pas 1  $\beta$  pour toute variation de densité du fluide de refroidissement.

On installe une série d'indicateurs supplémentaires de la marge de cavitation des pompes primaires du réacteur, et également un système de calcul automatique de la réactivité avec signal d'arrêt d'urgence en cas de baisse de l'excédent de réactivité en dessous d'un niveau prescrit. Ces mesures accroîtront quelque peu le coût des centrales nucléaires à réacteurs RBMK, mais elles garantiront la sécurité nécessaire.

Outre les mesures techniques sont mises en place des mesures d'organisation concernant la discipline technologique et l'élévation de la qualité des opérations.

## 6. MAITRISE DE L'ACCIDENT ET ATTENUATION DE SES CONSEQUENCES

### 6.1. Lutte contre l'incendie dans la centrale nucléaire

Après l'accident du réacteur, la tâche prioritaire a été de lutter contre l'incendie. A la suite des explosions qui s'étaient produites dans le réacteur et du rejet de fragments du coeur en combustion sur les toits de plusieurs locaux du réacteur, du dégazeur et de la salle des machines, le feu a pris à plus de 30 endroits. En raison de l'endommagement de certains tuyaux de graissage, de courts-circuits de câbles électriques et de l'intense dégagement de chaleur du réacteur, des foyers d'incendie sont apparus dans la salle des machines au-dessus du turbo-alternateur No 7, dans la salle du réacteur et dans les locaux adjacents partiellement détruits. A 1 h 30, les sapeurs-pompiers de garde à la brigade des villes de Pripet et de Tchernobyl, chargés de la protection de la centrale, se sont rendus sur le lieu de l'accident. Etant donné que l'incendie risquait de se propager par le toit de la salle des machines jusqu'à la troisième tranche voisine et qu'il s'étendait rapidement, les premières mesures ont eu pour objet d'éteindre l'incendie avant qu'il n'atteigne la salle des machines. On a donc décidé d'éteindre les foyers d'incendie dans les locaux en utilisant des extincteurs et les bouches d'incendie situées à l'intérieur. Les principaux foyers d'incendie ont été étouffés vers 2 h 10 pour le toit de la salle des machines, et vers 2 h 30 pour le toit du local du réacteur. Vers 5 heures, l'incendie était maîtrisé.

### 6.2. Evaluation de l'état du combustible après l'accident

L'accident a provoqué la destruction partielle du coeur du réacteur et la destruction totale de son système de refroidissement. Dans ces conditions, l'état du coeur du réacteur se définissait par les phénomènes suivants :

- Production de chaleur résiduelle dans le combustible par décroissance des produits de fission;
- Libération de chaleur par diverses réactions chimiques dans le coeur du réacteur (combustion d'hydrogène, oxydation du graphite et du zirconium, etc.);
- Extraction de la chaleur du coeur par l'air atmosphérique passant à travers des fissures dans les enveloppes précédemment hermétiques entourant le coeur.

Afin de résoudre les problèmes qui se posaient pour empêcher l'accident de s'amplifier et pour limiter ses conséquences, des efforts importants ont été entrepris dès les premières heures qui ont suivi pour évaluer l'état du combustible et tout changement possible de cet état avec le temps. A cette fin, il a été nécessaire de faire les recherches suivantes :

- Evaluer le degré possible de fusion (sous l'effet de la chaleur résiduelle) du combustible dans le coeur;

- Etudier des phénomènes d'interaction entre le combustible en fusion et les matériaux de construction du réacteur et du caisson (métaux, béton, etc.);
- Evaluer la possibilité de fusion des matériaux de construction du réacteur et du caisson sous l'effet du dégagement de chaleur du combustible.

Les premiers calculs effectués concernaient l'estimation de l'état du combustible, en tenant compte de la fuite de produits de fission en fonction du temps après l'accident.

L'étude de la dynamique de fuite des produits de fission du réacteur dans les tout premiers jours qui ont suivi l'accident a montré le caractère non monotone de la variation de température du combustible au cours du temps. On a pu supposer plusieurs étapes dans le régime thermique du combustible. Au moment de l'explosion, il y a eu échauffement du combustible. Une estimation de la température basée sur la valeur relative de la fuite d'iode (c'est-à-dire la fraction du contenu isotopique total du combustible s'échappant à tout instant donné) a montré que la température effective du combustible restant dans le bâtiment réacteur était de 1 600-1 800°K après l'explosion. Au cours des quelques dizaines de minutes qui ont suivi, la température du combustible a baissé, par transfert de chaleur au bloc de graphite et aux structures du réacteur. Il y a donc eu réduction correspondante de la fuite de produits de fission volatils à partir du combustible.

On a alors estimé que la quantité de produits de fission éjectés du cœur du réacteur a été essentiellement déterminée au cours de cette période par la combustion du graphite et par la migration concomitante de combustible finement dispersé et de produits de fission noyés dans le graphite, en raison de l'explosion accidentelle dans le réacteur. Par la suite, la température du combustible s'est mise à augmenter en raison du dégagement de chaleur résiduelle. En conséquence, la fuite de radionucléides volatils à partir du combustible (gaz inertes, iode, tellure, césium) s'est accrue. Quand la température du combustible a encore augmenté, d'autres radionucléides, non volatils, ont commencé à s'échapper. Vers les 4 et 5 mai, la température effective du combustible resté dans le bloc pile s'était stabilisée, puis a commencé à baisser.

Les résultats des calculs concernant l'état du combustible sont indiqués dans la figure 5. La figure indique le contenu résiduel de radionucléides dans le combustible, ainsi que la variation de température du combustible compte tenu de la fuite de produits de fission, en fonction du temps écoulé après l'accident.

Les calculs ont montré que :

- La température maximale du combustible n'a pas pu atteindre sa température de fusion;
- Les produits de fission venaient à la surface du combustible en petites quantités, qui n'ont pu provoquer que des surchauffes locales au contact entre le combustible et la gaine.

Les produits de fission s'échappant du combustible se sont condensés sur les structures et autres matériaux entourant le réacteur dans le bloc selon leurs températures de condensation et de précipitation. Ceci étant, pratiquement tout le krypton et le xénon ont fui au-delà des limites du site du réacteur, de même que certains des produits de fission volatils (iode, césium), et pratiquement tout le reste est demeuré dans le bâtiment réacteur. Ainsi, l'énergie des produits de fission a été dispersée dans tout le bloc du réacteur.

Ces circonstances indiquent que la fusion du gainage du combustible et la migration du combustible sont restées d'une faible probabilité.

### 6.3. Limitations des conséquences de l'accident dans le coeur du réacteur

Etant donné qu'il était possible qu'une partie du combustible en fusion se concentre, qu'il se forme une masse critique et qu'une réaction en chaîne se produise, il était nécessaire de prendre des mesures contre ces dangers. De plus, le réacteur accidenté rejetait d'importantes quantités de radioactivité dans l'environnement.

Immédiatement après l'accident, on a essayé d'abaisser la température dans le coeur et d'empêcher l'inflammation du graphite en utilisant les pompes auxiliaires d'alimentation de secours pour pomper de l'eau dans le coeur du réacteur. Cette tentative a échoué.

Il était indispensable de prendre d'urgence l'une des deux décisions suivantes :

- Maîtriser l'accident à la source en jetant sur le coeur du réacteur des matériaux absorbeurs de chaleur et filtrants;
- Laisser la combustion du coeur s'arrêter d'elle-même.

C'est la première solution qui a été retenue car la deuxième risquait d'entraîner la contamination radioactive d'une zone étendue et des dommages pour la santé de la population de grandes villes.

Un groupe d'intervention spécial a commencé à lâcher sur le réacteur, à partir d'hélicoptères militaires, un mélange de sable, bore, argile, dolomite et plomb. Du 27 avril au 10 mai, environ 5 000 tonnes de matériaux ont été lâchées, pour la majeure partie entre le 28 avril et le 2 mai. A la suite de ces actions, le réacteur a été couvert d'une masse de matériaux absorbant très bien les aérosols. Vers le 6 mai, l'émission de radioactivité avait cessé d'être inquiétante, n'étant plus que de quelques centaines de curies, et vers la fin du mois elle était tombée à quelques dizaines de curies par jour.

Le problème de l'abaissement de la température du combustible a été résolu au même moment. Afin de refroidir le réacteur et de réduire la concentration d'oxygène, de l'azote a été pompé sous pression dans l'espace au-dessous du coeur du réacteur. Vers le 6 mai, la température dans le coeur avait cessé de s'élever et commencé à décroître avec la formation d'un courant de convection stable entre le coeur et l'atmosphère libre.

A titre d'assurance complémentaire contre le risque extrêmement faible (mais qui existait dans les tout premiers jours après l'accident) de destruction des structures inférieures, il a été décidé de construire d'urgence sous les fondations un réfrigérant qui a pris la forme d'un échangeur de chaleur plat sur une dalle en béton. L'opération était terminée vers la fin du mois de juin.

L'expérience a montré que les décisions prises étaient pour l'essentiel correctes.

Depuis la fin du mois de mai, la situation s'est considérablement stabilisée. Les parties endommagées du bâtiment réacteur sont stables et, maintenant que les isotopes de courte période se sont désintégrés, la situation radiologique s'améliore. Le débit de dose d'exposition est de l'ordre de quelques röntgens par heure dans les locaux voisins du réacteur, la salle des machines et les installations de contrôle et de protection. Les seuls apports de radioactivité à l'atmosphère à partir du bloc sont principalement dus au vent qui transporte des aérosols. La radioactivité des rejets ne dépasse pas quelques dizaines de curies par jour. La température dans le coeur du réacteur est stable. Les températures maximales des divers compartiments sont de quelques centaines de degrés centigrades et elles tendent régulièrement à baisser, d'environ 0,5°C par jour. La dalle qui supporte le réacteur est intacte et le combustible est pour l'essentiel (96 %) localisé dans la zone du coeur, et dans les compartiments du circuit eau-vapeur et des tuyauteries basses.

#### 6.4. Mesures prises dans les tranches 1, 2 et 3

Après l'accident de la quatrième tranche, les mesures suivantes ont été prises dans les tranches 1, 2 et 3 :

- Les tranches 1 et 2 ont été mises à l'arrêt le 27 avril, à 1 h 13 et 2 h 13 respectivement;
- La tranche 3, qui techniquement a des liaisons étroites avec la tranche 4 accidentée mais n'a quasiment pas souffert de l'explosion, a été mise à l'arrêt à 5 heures le 26 avril;
- Les tranches 1 à 3 ont été préparées pour un arrêt froid de longue durée;
- Après l'accident, l'équipement de la centrale a été placé en réserve froide.

Les tranches 1 à 3 ainsi que l'équipement de la centrale sont surveillés par le personnel de quart. Une importante contamination radioactive du matériel et des locaux des tranches 1 à 3 de la centrale a été due à l'entrée de matières radioactives dans le système de ventilation, qui a continué à fonctionner un certain temps après l'accident. Il y a eu un niveau de rayonnement élevé dans certaines parties de la salle des machines, dans lesquelles la contamination a pénétré par le toit endommagé de la troisième tranche.

La commission gouvernementale a ordonné que des opérations de décontamination et d'autres travaux soient effectués sur les tranches 1, 2 et 3, en vue de les mettre finalement en état pour un redémarrage.

Des solutions spéciales ont été utilisées pour la décontamination. Leur composition a été choisie en fonction du matériau à désactiver (plastique, acier, béton, divers revêtements), et du type et du niveau de la contamination de surface. Après décontamination, les niveaux de rayonnement gamma ont baissé d'un facteur de 10 à 15. Les débits de dose dans la première et la deuxième tranche étaient en juin de 2 à 10 milliröntgens par heure. La décontamination totale et la stabilisation de la situation radiologique dans les tranches 1, 2 et 3 ne pourront intervenir que lorsque les travaux de décontamination auront été achevés pour le reste du site de la centrale et lorsque le coffrage de la tranche accidentée sera terminé.

#### 6.5. Mesures radiologiques et diagnostic de l'état de la tranche accidentée

L'organisation de mesures de diagnostic visait à résoudre les problèmes essentiels suivants :

- Etablissement d'un contrôle fiable de la migration du combustible;
- Evaluation de l'ampleur de la contamination dans la zone adjacente à la centrale nucléaire;
- Evaluation des dommages et estimation des doses à l'intérieur de la tranche, et détermination des possibilités d'utilisation des locaux non endommagés;
- Détermination de la distribution du combustible, des produits de fission et autres en vue d'obtenir les données de base nécessaires pour la conception des structures de coffrage.

Outre l'évaluation de la situation radiologique dans la centrale et aux alentours, l'une des mesures prioritaires a été le contrôle aérien de l'état du réacteur. Des hélicoptères ont été utilisés pour mesurer le rayonnement, prendre des photographies à l'infrarouge du bâtiment du réacteur accidenté et de ses composants afin de mesurer la distribution du champ thermique, analyser la composition chimique des gaz s'échappant du coeur du réacteur et faire d'autres mesures. Une fois qu'il a été établi que les locaux et le matériel de la partie inférieure du bâtiment réacteur n'étaient pas endommagés, il a été possible d'effectuer les quelques premières mesures et d'installer des appareils de contrôle d'urgence. Tout d'abord, des appareils de mesure du flux neutronique, du débit de dose gamma, de la température et du flux thermique ont été installés dans la piscine de condensation vidée. Les appareils de mesure de la température ont été doublés. L'évaluation de la situation dans la piscine de condensation a montré qu'il n'existait pas de danger imminent de fusion des structures. Cela a donné l'assurance qu'il était possible d'effectuer les travaux nécessaires pour la mise en place sous le coeur d'une dalle de protection dans des conditions sûres.

La stratégie générale de mesures a été conçue de la façon suivante :

- Observation dosimétrique et visuelle à l'intérieur de la tranche accidentée;
- Observation radiométrique et visuelle à partir d'hélicoptères;
- Mesure des paramètres les plus importants (radioactivité, température, circulation d'air) dans les bâtiments non endommagés et les locaux accessibles.

Les efforts principaux en matière de mesures ont tout d'abord été orientés vers le contrôle d'une migration possible du combustible vers le bas.

La solution des problèmes de diagnostic a été rendue difficile par les circonstances suivantes :

- Le système normal de mesure était totalement hors service;
- Les mesures des capteurs éventuellement non endommagés ne pouvaient être consultées par le personnel;
- L'information au sujet de l'état des locaux et de leur situation radiologique était limitée.

Au cours de l'étape suivante, il a été nécessaire de localiser dans le bâtiment le combustible échappé du coeur, et d'évaluer sa température et le taux d'évacuation de chaleur.

Pour résoudre ce problème, des méthodes classiques ou dosimétriques ont été utilisées; en outre, on a trouvé certains conduits de service non endommagés dans lesquels les sondes ont pu être introduites. Ces investigations ont permis de déterminer pour l'essentiel la distribution du combustible à l'intérieur du bâtiment.

A la date de juin, la température dans les locaux situés sous le réacteur ne dépassait pas 45°C, indiquant une évacuation satisfaisante de la chaleur.

Les méthodes de mesure et de diagnostic ont été affinées en fonction des renseignements obtenus.

#### 6.6. Décontamination du site

Au moment de l'accident, des substances radioactives ont été dispersées sur tout le site de la centrale et se sont déposées sur le toit de la salle des machines, le toit du troisième bloc et sur les supports métalliques de tuyauteries.

Le site dans son ensemble de même que les murs et les toits des bâtiments ont été fortement contaminés par des dépôts d'aérosols et de poussières radioactifs. La contamination du site n'a pas été uniforme.

Afin de limiter la propagation des poussières radioactives à partir du site, le toit de la salle des turbines et les bretelles d'accès ont été traités à l'aide de diverses solutions polymérisantes permettant d'immobiliser les couches supérieures du sol de d'empêcher la dispersion de poussières.

Afin d'avoir une décontamination très poussée, la région de la centrale a été divisée en plusieurs zones. Les opérations de décontamination se font dans l'ordre suivant :

- Enlèvement des décombres et de l'équipement contaminé;
- Décontamination des toits et des surfaces extérieures des bâtiments;
- Enlèvement d'une couche du sol de 5 à 10 cm et transfert des conteneurs à l'aire de stockage de déchets solides de la cinquième tranche;
- Si nécessaire, remplacement de la terre enlevée par des dalles de béton ou de la terre non contaminée;
- Application sur les dalles et la terre de composés filmogènes.

Ces mesures ont permis de réduire le rayonnement gamma dans la zone de la première tranche à 20-30 mR/h. Ce rayonnement résiduel est dû pour l'essentiel à des sources extérieures (tranche accidentée), ce qui témoigne de la bonne efficacité de la décontamination du site et des bâtiments.

#### 6.7. Coffrage de la quatrième tranche

Le coffrage de la quatrième tranche devra garantir une situation radiologique normale dans la zone environnante et dans l'atmosphère, et empêcher l'émission de radioactivité dans l'environnement.

Pour le coffrage de la tranche, il est prévu de construire les structures suivantes (fig. 6 à 8) :

- Murs extérieurs de protection sur le périmètre de la tranche;
- Cloisons intérieures en béton dans la salle des machines entre la troisième et la quatrième tranche, dans le bloc "B", dans le poste de dégazage attenant à la salle des machines et du côté des décombres près du local du réservoir du circuit de refroidissement de secours;
- Cloison en métal dans la salle des machines entre la deuxième et la troisième tranche;
- Toit de protection au-dessus de la salle des machines.

En outre, il est prévu d'isoler complètement le hall central et les autres locaux du réacteur, et de couler du béton sur les décombres situés près du local du réservoir de refroidissement du système de secours et sur les locaux nord des pompes primaires afin de confiner les décombres et de créer une protection contre les rayonnements émis par le bloc pile.

L'épaisseur des murs de protection en béton sera de 1 m ou plus, selon les solutions techniques adoptées et la situation radiologique.

Deux variantes sont envisagées pour la ventilation :

- Un système ouvert avec épuration de l'air à l'aide de filtres d'aérosols, et rejet à l'atmosphère par la cheminée existante du circuit principal de ventilation;
- Un système fermé avec transfert de la chaleur à l'échangeur de chaleur situé dans la partie supérieure de l'espace à ventiler, et maintien d'une pression négative dans le bâtiment, par aspiration de l'air du volume supérieur et rejet filtré dans l'atmosphère par la cheminée.

Il est prévu d'effectuer les travaux susmentionnés dans l'ordre suivant :

1. La couche supérieure du sol au voisinage du bloc sera enlevée et transportée sur divers sites locaux à l'aide de techniques spéciales;
2. La zone sera recouverte de béton et la surface aplanie pour permettre le déplacement de grues automotrices et autres appareils;
3. Les toits et les murs des bâtiments seront décontaminés.  
Dans les endroits où la radioactivité est élevée, des colles de polymérisation spéciales de composition diverse seront utilisées;
4. Une fois le site assaini et bétonné, les structures métalliques des murs de protection seront montées et du béton sera coulé;
5. Pendant ce temps, on construira les principaux ouvrages de génie civil qui doivent assurer l'ensevelissement complet de la quatrième tranche.

6.8. Décontamination de la zone de la centrale dans un rayon de 30 km et retour à une activité économique normale

La contamination radioactive importante des environs de la centrale a obligé à prendre une série de mesures exceptionnelles comprenant l'établissement de zones de surveillance, l'évacuation de la population, l'interdiction ou la limitation de l'utilisation économique des terres, etc.

Il a été décidé d'établir trois zones de surveillance : une zone spéciale, une zone de 10 km et une zone de 30 km. Dans ces zones, un contrôle dosimétrique rigoureux de tous les transports a été organisé et des postes de décontamination ont été établis. Aux limites de zone, des précautions ont été prises pour le transfert des personnes d'un véhicule à un autre afin de réduire la propagation de substances radioactives.

La situation radioactive dans la zone de 30 km continuera à évoluer, particulièrement dans les secteurs à fort gradient des niveaux de contamination. Il y aura redistribution importante des radionucléides entre les différentes parties de la zone touchée selon les particularités du relief. Il ne sera possible d'envisager le retour de la population que lorsque la situation radiologique sur toute la région contaminée sera stabilisée, par coffrage de la quatrième tranche, décontamination du site de la centrale et immobilisation de la radioactivité aux endroits fortement contaminés.

En juin, on a commencé à construire un ensemble d'ouvrages hydrauliques destinés à protéger de la contamination les eaux souterraines et de surface dans la région de la centrale nucléaire de Tchernobyl. Cet ensemble comprend :

- Un mur étanche dans le sous-sol sur une partie du périmètre du site de la centrale et des puits pour abaisser le niveau de la nappe souterraine;
- Une barrière de drainage pour la piscine de refroidissement;
- Une barrière de consolidation de la rive droite de la rivière Pripet;
- Une barrière d'interception des eaux de drainage dans le secteur sud-ouest de la centrale nucléaire;
- Des installations d'épuration des eaux de drainage.

Sur la base des estimations de la contamination du sol et de la végétation dans la zone de 30 km, on a arrêté et l'on applique maintenant des mesures spéciales de génie agricole et de décontamination permettant un retour des terres contaminées à l'exploitation normale. Ces mesures comprennent : des modifications du système traditionnel de traitement du sol dans la région, l'utilisation de produits spéciaux pour l'élimination des poussières, et la modification des méthodes de moissonnage et de traitement des récoltes, etc.

7. SURVEILLANCE DE LA CONTAMINATION RADIOACTIVE DE L'ENVIRONNEMENT ET DE LA SANTE DE LA POPULATION

7.1. Evaluation du volume, de la composition et de la dynamique du rejet de produits de fission hors du réacteur endommagé

Cette évaluation s'est fondée sur les résultats :

- D'analyses systématiques de la composition radioisotopique des échantillons d'aérosols prélevés au-dessus de la tranche endommagée à partir du 26 avril 1986;
- D'un relevé aérien du rayonnement gamma dans la région de la centrale;
- De l'analyse d'échantillons des retombées;
- Des mesures effectuées systématiquement par les stations météorologiques du pays.

Le rejet de radioisotopes hors de la tranche endommagée s'est prolongé pendant un certain laps de temps qui peut être subdivisé en plusieurs phases.

Dans un premier temps, il y a eu un rejet de combustible dispersé hors du réacteur endommagé. Durant cette phase, la composition radioisotopique du rejet a correspondu approximativement à celle du combustible irradié, mais enrichie par des isotopes volatils de l'iode, du tellure et du césium ainsi que par des gaz inertes.

Au cours de la deuxième phase, qui a duré du 26 avril au 2 mai 1986, le taux de rejet hors de la tranche endommagée a diminué à la suite des mesures prises pour arrêter la combustion du graphite et filtrer les rejets. Durant cette période, la composition radioisotopique des rejets a également été semblable à celle du combustible. Du combustible très dispersé a été emporté hors du réacteur par un courant d'air chaud et les produits de combustion du graphite.

La troisième phase a été marquée par un accroissement rapide du taux de rejet des produits de fission hors de la tranche. Au début de cette phase, le rejet se composait essentiellement d'éléments volatils, en particulier d'iode, mais ensuite sa composition radioisotopique a été proche à nouveau de celle du combustible irradié (le 6 mai 1986). Cela s'explique par le fait que la température du combustible dans le coeur a été portée à plus de 1 700°C à cause de la chaleur résiduelle du réacteur. Cet échauffement s'est traduit par une migration des produits de fission et une transformation chimique de l'oxyde d'uranium, qui ont à leur tour provoqué un dégagement de produits de fission hors de la matrice de combustible et leur rejet sous forme d'aérosols dans les produits de combustion du graphite.

La quatrième et dernière phase, qui a commencé après le 6 mai, a été caractérisée par une diminution rapide des rejets (tableau 1) due aux mesures spéciales qui ont été prises, à la formation de composés de produits de

fission plus difficilement fusibles à la suite de l'interaction de ces produits avec les matériaux injectés, ainsi qu'à la stabilisation et à la diminution ultérieure de la température du combustible.

La composition radioisotopique des rejets est indiquée au tableau 2.

Les produits de fission contenus dans les échantillons d'air et de retombées se présentaient sous la forme de radioisotopes isolés (pour l'essentiel volatils) et entraient dans la composition de particules combustibles. Des particules (associées) ayant une teneur accrue en différents radioisotopes (Cs, Ru, etc.) ont été identifiées; elles s'étaient formées à la suite de la migration de produits de fission dans le combustible et dans les matériaux de remplissage et de structure, ainsi que par sorption.

Le rejet total de produits de fission (à l'exception des gaz inertes radioactifs) s'élève à quelque 50 MCi, soit environ 3,5 % de la quantité totale de radioisotopes présente dans le réacteur au moment de l'accident. Ces données ont été calculées le 6 mai 1986 et tiennent compte de la décroissance radioactive. Le rejet de substances radioactives a pratiquement cessé ce jour-là.

## 7.2. Système de surveillance

Au moment de l'accident, le système officiel de surveillance météorologique, radiologique et sanitaire a été mis en application d'urgence. Dès que l'ampleur de l'accident est devenue évidente, on a renforcé ce système en faisant appel à des groupes supplémentaires d'experts et de techniciens. Dans les premiers jours qui ont suivi l'accident, l'attention s'est portée principalement sur les tâches de surveillance radiologique, sanitaire et biomédicale les plus urgentes.

Durant cette période, on a commencé à étendre le système de surveillance afin de tenir compte également des problèmes à long terme. Les organismes qui ont participé à l'établissement de ce système sont notamment : le Comité d'Etat de l'URSS pour l'hydrométéorologie et la protection de l'environnement, les Ministères de la santé de l'Union soviétique et des Républiques fédérées, les Académies des sciences de l'Union soviétique, de la RSS d'Ukraine et de la République socialiste fédérative soviétique russe, le Comité d'Etat sur l'utilisation de l'énergie atomique et le Comité agro-industriel d'Etat.

Il a été fait appel à des établissements spécialisés de Moscou et de Kiev pour traiter les personnes exposées aux rayonnements.

En plus du système de surveillance, on a élaboré et commencé à mettre en oeuvre un programme d'études radioécologiques, d'études biomédicales et autres études scientifiques pour évaluer et prévoir les effets des rayonnements ionisants sur l'homme et sur la flore et la faune.

Les objectifs prioritaires du programme de surveillance étaient les suivants :

- Evaluation de l'irradiation interne et externe à laquelle ont pu être exposés le personnel de la centrale, la population de Pripet et celle de la zone de 30 km;
- Evaluation de l'irradiation à laquelle a pu être exposée la population d'un certain nombre de régions situées en-dehors de la zone de 30 km, dans lesquelles la contamination radioactive aurait pu dépasser les limites admissibles;
- Mise au point de recommandations sur les mesures de protection de la population et du personnel contre des expositions dépassant les limites fixées.

Ces recommandations portaient notamment sur :

- L'évacuation de la population;
- La limitation ou l'interdiction de la consommation des produits alimentaires ayant une teneur accrue en substances radioactives;
- La conduite à tenir par la population dans les habitations et à l'extérieur.

En vue de résoudre ces problèmes prioritaires, une surveillance systématique a été instituée pour ce qui est :

- Du niveau d'irradiation gamma dans les régions contaminées;
- De la concentration de radioisotopes importants sur le plan biologique dans l'air et dans l'eau des réservoirs d'eau, en particulier de ceux qui assurent l'approvisionnement en eau potable;
- Du degré de contamination radioactive du sol et de la végétation, et de la composition radioisotopique des contaminants;
- De la quantité de substances radioactives contenue dans les produits alimentaires, en particulier d'iode 131 dans le lait;
- De la contamination radioactive des vêtements de travail et personnels, des chaussures, des moyens de transport, etc.;
- De l'accumulation de radioisotopes dans les organes, etc.

### 7.3. Les principales caractéristiques de la contamination radioactive de l'atmosphère et du sol, et ses conséquences écologiques possibles

La contamination radioactive de l'environnement à la suite de l'accident de Tchernobyl a été influencée par la dynamique des rejets radioactifs et par les conditions météorologiques.

Le panache contaminé s'est dirigé d'abord vers l'ouest et le nord, puis vers le nord au cours des deux ou trois jours qui ont suivi l'accident, et enfin vers le sud à partir du 29 avril et pendant quelques jours. Les

masses d'air contaminé se sont ensuite dispersées sur de grandes étendues au-dessus du territoire de la RSS de Biélorussie, de la RSS d'Ukraine et la RSFSR. La hauteur du panache a, le 27 avril, dépassé 1 200 m, alors que l'intensité de son rayonnement s'élevait à 1 000 mR/h à une distance de 5 à 10 km du lieu de l'accident. Des relevés du panache et de la trace radioactive en cours de formation ont été établis régulièrement par les avions du Comité d'Etat de l'URSS pour l'hydrométéorologie et la protection de l'environnement, qui sont équipés de matériel d'échantillonnage et de spectrométrie gamma ainsi que d'exposimètres, et par le réseau de stations météorologiques.

Des produits de fission et des produits activés ( $^{239}\text{Np}$  et  $^{134}\text{Cs}$ ) ont été identifiés dans les échantillons d'air.

Les principales zones où le sol a été contaminé après l'accident sont celles qui se trouvent à l'ouest, au nord-ouest et au nord-est de la centrale de Tchernobyl, ainsi que celles situées au sud qui ont été touchées ultérieurement et dans une moindre mesure. L'intensité du rayonnement à proximité de la centrale a dépassé 100 mR/h; son intensité maximale sur la trace, 15 jours après l'accident, s'élevait à 5 mR/h à l'ouest à une distance de 50-60 km de la zone de l'accident (distances maximales) et atteignait la même valeur au nord, à une distance de 35-40 km. A Kiev, l'intensité du rayonnement au début de mai était de 0,5-0,8 mR/h.

Dans la zone de la trace radioactive proche de la centrale, des isotopes du plutonium (leur répartition sur le sol était négligeable) ont été identifiés en plus des isotopes énumérés plus haut. Dans cette zone, le fractionnement isotopique a été insignifiant, mais sur la trace radioactive lointaine les produits radioactifs étaient considérablement enrichis par des isotopes du tellure, de l'iode et du césium.

L'intégration des surfaces contaminées a permis de déterminer l'activité totale des retombées radioactives hors du site de la centrale. Dans les zones proche et lointaine des retombées sur la partie européenne de l'URSS, cette activité a représenté environ 3,5 % (voir la sous-section 7.1) de l'activité totale des produits de fission et d'activation accumulés dans le réacteur (environ 1,5-2 % sur la trace proche).

En additionnant l'activité (déterminée en prélevant des échantillons de sol) des retombées de radioisotopes sur la trace proche, on a obtenu une valeur approximative de 0,8-1,9 %.

Les niveaux de contamination par des isotopes du plutonium dans les zones susmentionnées n'étaient pas déterminants du point de vue des travaux de décontamination et des décisions d'ordre économique.

Les informations sur la contamination radioactive des rivières et des plans d'eau ont été obtenues grâce à une analyse régulière d'échantillons d'eau des rivières Pripiet, Irpen, Teterev, Desna et de la prise d'eau du Dniepr. A partir du 26 avril 1986, des échantillons d'eau ont été prélevés dans toute la zone aquifère du réservoir de Kiev. La concentration la plus

élevée de  $^{131}\text{I}$ , à savoir  $3.10^{-8}$  Ci/l, a été observée dans le réservoir de Kiev le 3 mai 1986. Il faut noter que la répartition spatiale des radio-nucléides dans le milieu aquatique était très inégale.

Dès les premiers jours de l'accident, on a institué une surveillance de la teneur des sédiments en radioisotopes au fond des plans d'eau, tant à l'intérieur qu'à l'extérieur de la zone de 30 km. La concentration des radioisotopes dans les sédiments de certaines parties du réservoir de Kiev, proches de la région de l'accident, a été de  $10^{-7}$ - $10^{-8}$  Ci/kg et de  $10^{-10}$  Ci/l dans l'eau du 10 au 20 juin 1986.

La dose d'irradiation à laquelle ont été exposés les organismes aquatiques du réservoir de Kiev n'aura aucune conséquence sérieuse sur le niveau de la population. Des effets radiologiques notables sur l'écosystème aquatique ne sont observés que dans la piscine de refroidissement de la centrale de Tchernobyl.

Les hydrobies présents dans la piscine de refroidissement de la centrale ont été soumis aux charges les plus élevées. Pour certaines espèces de plantes aquatiques, l'intensité de la dose interne reçue a atteint 10 rads/h, et près du fond de la piscine l'exposition externe moyenne a été de 4 rads/h (à la fin du mois de mai 1986). Selon les évaluations des experts, des niveaux d'exposition atteignant  $10^{-2}$  rad/j n'ont pas d'effet notable sur les écosystèmes terrestres. Dans la zone de 30 km autour de la centrale de Tchernobyl, on a observé des niveaux de rayonnement plus élevés dans certaines parties de la région contaminée par les retombées, ce qui pourrait entraîner des modifications notables de l'état des espèces végétales radiosensibles en ces endroits.

Les niveaux d'irradiation hors de la zone de 30 km autour de la centrale ne peuvent pas avoir d'effet notable sur les espèces composant les associations végétales et animales.

Les résultats obtenus ont un caractère préliminaire. Les études concernant les effets de l'accident de Tchernobyl sur les organismes vivants et les écosystèmes se poursuivent.

#### 7.4. Dose d'irradiation à la population dans la zone de 30 km autour de la centrale nucléaire de Tchernobyl

Sur la base d'une analyse de la contamination radioactive de l'environnement dans cette zone, on a évalué les doses d'irradiation réelles et futures à la population des villes, des villages, des localités et d'autres lieux habités. A la suite de ces évaluations, il a été décidé d'évacuer la population de Pripet et d'un certain nombre d'autres lieux habités : 135 000 personnes ont ainsi été évacuées.

Ces mesures, associées à d'autres, ont permis de maintenir les doses d'irradiation à la population dans les limites prescrites.

Les effets radiologiques sur la population ont été évalués pour les quelques dizaines d'années à venir. Ces effets seront insignifiants compte tenu de l'incidence naturelle des maladies cancéreuses et génétiques.

7.5. Données sur l'exposition du personnel de la centrale et des services d'urgence. Traitement médical

En raison de leur participation aux mesures prises pour maîtriser l'accident au cours des premières heures qui l'ont suivi, certains membres du personnel de la centrale et des services d'urgence ont reçu des doses d'irradiation élevées (plus de 100 rems) et ont également subi des brûlures lors de leur intervention pour éteindre l'incendie. Des soins médicaux leur ont été donnés immédiatement. Le 26 avril 1986, à 6 heures, 108 personnes avaient été hospitalisées, et au cours de la journée 24 autres personnes parmi celles que l'on avait examinées ont été admises dans un hôpital. Une personne est morte des suites de graves brûlures à 6 heures le 26 avril 1986, et une des personnes affectées à la tranche endommagée n'a pas été retrouvée. Il est possible qu'elle travaillait dans la zone où les structures se sont effondrées et où la radioactivité était élevée.

Conformément aux procédures de diagnostic précoce appliquées en Union soviétique, les personnes chez lesquelles l'apparition d'un syndrome d'irradiation aiguë avait été diagnostiquée comme étant très probable ont été recensées dans un délai de 36 heures en vue de leur hospitalisation immédiate. Les établissements choisis étaient les cliniques de Kiev les plus proches du lieu de l'accident et un service spécialisé de Moscou, le but recherché étant d'apporter un maximum d'assistance et de faire en sorte que les résultats des examens soient analysés par des spécialistes.

Cent vingt-neuf patients ont été envoyés à Moscou au cours des deux premières journées. Au cours des trois premiers jours, on a diagnostiqué un syndrome d'irradiation aiguë des degrés II-IV chez 84 d'entre eux, et du degré I chez 27 autres. A Kiev, 17 personnes présentaient un syndrome des degrés II-IV et 55 du degré I.

Les renseignements détaillés sur les méthodes de traitement de ces malades et les résultats obtenus sont donnés dans l'annexe.

Le nombre total de décès dus à des brûlures et à un syndrome d'irradiation aiguë parmi le personnel s'établissait à 28 au début de juillet. Aucun membre de la population n'a reçu des doses élevées qui auraient provoqué un syndrome d'irradiation aiguë.

Tableau 1. Rejet quotidien (q) de substances radioactives dans l'atmosphère hors de la tranche endommagée (non compris les gaz inertes radioactifs) \*

Date	Nombre de jours après l'accident	q, MCi**
26.04	0	12
27.04	1	4,0
28.04	2	3,4
29.04	3	2,6
30.04	4	2,0
01.05	5	2,0
02.05	6	4,0
03.05	7	5,0
04.05	8	7,0
05.05	9	8,0
06.05	10	0,1
09.05	14	~ 0,01
23.05	28	20,10 <sup>-6</sup>

\* L'erreur dans l'évaluation du rejet est de  $\pm 50$  %. Elle comprend l'erreur imputable aux instruments de dosimétrie, celle qui provient des mesures radiométriques de la composition radioisotopique des échantillons d'air et de sol, et celle qui est due au fait que dans le cas des retombées on a établi des moyennes pour la région.

\*\* Les valeurs de q ont été calculées le 6 mai 1986 compte tenu de la décroissance radioactive. (Au moment du rejet du 26 avril 1986, l'activité s'élevait à 20-22 MCi.) Voir le tableau 2 pour la composition du rejet.

Tableau 2. Evaluation de la composition radioisotopique du rejet hors de la tranche endommagée\*

Isotope**	Activité du rejet, MCi		Activité libérée par le réacteur à la date du 06.05.86, %
	26.04.86	06.05.86***	
$^{133}\text{Xe}$	5	45	A pu atteindre 100
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	0,15	-	"
$^{85}\text{Kr}$	-	0,9	"
$^{131}\text{I}$	4,5	7,3	20
$^{132}\text{Te}$	4	1,3	15
$^{134}\text{Cs}$	0,15	0,5	10
$^{137}\text{Cs}$	0,3	1,0	13
$^{99}\text{Mo}$	0,45	3,0	2,3
$^{95}\text{Zr}$	0,45	3,8	3,2
$^{103}\text{Ru}$	0,6	3,2	2,9
$^{106}\text{Ru}$	0,2	1,6	2,9
$^{140}\text{Ba}$	0,5	4,3	5,6
$^{141}\text{Ce}$	0,4	2,8	2,3
$^{144}\text{Ce}$	0,45	2,4	2,8
$^{89}\text{Sr}$	0,25	2,2	4,0
$^{90}\text{Sr}$	0,015	0,22	4,0
$^{238}\text{Pu}$	$0,1 \cdot 10^{-3}$	$0,8 \cdot 10^{-3}$	3,0
$^{239}\text{Pu}$	$0,1 \cdot 10^{-3}$	$0,7 \cdot 10^{-3}$	3,0
$^{240}\text{Pu}$	$0,2 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$	3,0
$^{241}\text{Pu}$	0,02	0,14	3,0
$^{242}\text{Pu}$	$0,3 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-6}$	3,0
$^{242}\text{Cm}$	$0,3 \cdot 10^{-2}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$	3,0
$^{239}\text{Np}$	2,7	1,2	3,2

\* L'erreur dans l'évaluation est de  $\pm 50$  %. Voir l'explication donnée au bas du tableau 1.

\*\* Données concernant l'activité des principaux radioisotopes mesurée lors des analyses radiométriques.

\*\*\* Rejet total le 6 mai 1986.

## 8. RECOMMANDATIONS POUR L'AMELIORATION DE LA SURETE NUCLEAIRE

### 8.1. Aspects scientifiques et techniques

En 1985, le Conseil consultatif de coordination de la recherche scientifique sur la sûreté nucléaire a approuvé une "liste de tâches prioritaires", qui constitue la base de planification des études théoriques et expérimentales sur la sûreté nucléaire entreprises en URSS pour parvenir à une justification plus détaillée des spécifications de sûreté, évaluer le niveau actuel de sûreté nucléaire et faire en sorte que les centrales nucléaires mises en service avant 1985 soient amenées à ce niveau conformément aux spécifications établies.

Après l'accident de Tchernobyl, l'état des recherches théoriques et expérimentales sur la sûreté nucléaire a été passé en revue et évalué, et on a élaboré des mesures visant à accroître, améliorer et intensifier ces recherches.

On est en train d'améliorer les programmes informatiques d'analyse du comportement sûr des centrales nucléaires dans toutes les conditions possibles de transitoire et d'accident - y compris celles qui n'ont pas été prises en compte au moment de la conception - et des systèmes de modélisation sont en cours d'élaboration.

Les recherches sur la construction de réacteurs ayant des systèmes de sûreté passifs - appelés réacteurs "intrinsèquement sûrs", dont les coeurs ne peuvent pas être détruits quel que soit le type d'accident - sont en cours d'expansion.

On développera les recherches sur l'analyse probabiliste quantitative de la sûreté, sur l'analyse des risques liés à l'électronucléaire et sur l'élaboration d'une base conceptuelle et méthodologique qui permettra d'optimiser la sûreté radiologique et de comparer les risques radiologiques avec les autres risques industriels.

### 8.2. Organisation et mesures techniques

Le système de surveillance et de normes techniques en vigueur en URSS couvre tous les aspects fondamentaux de la sûreté nucléaire et fait l'objet d'une amélioration constante. En 1985, une liste récapitulative et un plan de développement de la réglementation et des normes concernant l'électronucléaire ont été élaborés sous l'égide du Comité d'Etat pour la supervision de l'industrie nucléaire; ce comité coordonne et dirige les activités de tous les organismes officiels participant à la mise au point et à la coordination de la documentation scientifique et technique correspondante.

Une comparaison entre la documentation soviétique actuelle concernant la conception et l'exploitation des centrales nucléaires et la documentation étrangère similaire ne fait pas apparaître de grandes différences. En règle générale, les normes de sûreté nucléaire en vigueur n'ont pas besoin d'être

révisées. Toutefois, il est nécessaire de vérifier avec plus de soin qu'elles sont effectivement appliquées. Les activités de formation et de recyclage du personnel doivent être améliorées, et le personnel chargé de la conception et de la construction doit vérifier de plus près la qualité des composants des centrales pendant la fabrication, l'assemblage et le réglage au cours des essais de mise en service; il convient d'accroître les responsabilités de ce personnel pour ce qui est de l'efficacité et de la sûreté ultérieures des centrales nucléaires en service.

Depuis l'accident de Tchernobyl, des mesures organisationnelles ont été prises pour améliorer la sûreté des centrales nucléaires. Elles peuvent être divisées en deux catégories.

La première catégorie regroupe les mesures qui ont été mises en oeuvre avant qu'une analyse scientifique et technique détaillée du déroulement de l'accident ait été faite et compte tenu des renseignements préliminaires recueillis sur le site. Il s'agit de mesures opérationnelles concernant les centrales en service dotées de réacteurs RBMK. Leur principal objectif est d'empêcher que ne se reproduisent des conditions d'exploitation similaires à celles qui ont immédiatement précédé l'accident.

La deuxième catégorie regroupe les mesures découlant de l'analyse scientifique et technique de l'accident qui visent à améliorer la sûreté de tous les types de centrales nucléaires.

Les mesures qui sont en cours d'élaboration devraient être adéquates pour garantir la sûreté de l'exploitation des centrales nucléaires dotées de réacteurs RBMK.

En ce qui concerne les centrales dotées d'autres types de réacteurs, on a l'intention de mettre en oeuvre les mesures d'amélioration de la sûreté prévues antérieurement, qui concernent principalement les progrès les plus récents de la science et de la technique, l'expérience d'exploitation, la possibilité de diagnostiquer l'état du métal des tuyauteries et d'autres composants de la centrale, les systèmes automatiques de commande de processus, etc.

En vue d'accroître le niveau de direction et de responsabilité pour le développement de l'énergie nucléaire et d'améliorer l'exploitation des centrales nucléaires, un Ministère fédéral de l'énergie nucléaire a été créé.

Tout un ensemble de mesures visant à améliorer la surveillance de la sûreté nucléaire au niveau de l'Etat est aussi en train d'être mis en oeuvre.

### 8.3. Mesures internationales

Compte tenu de l'accident de Tchernobyl, l'Union soviétique, eu égard aux travaux en cours au niveau international dans le domaine de la sûreté nucléaire et désireuse de renforcer encore la sécurité internationale, a formulé des propositions sur l'instauration d'un régime international pour la sûreté du développement de l'électronucléaire et l'expansion de la coopération

internationale dans ce domaine. Ces propositions figurent dans les déclarations faites par le Secrétaire général du Comité central du Parti communiste de l'Union soviétique, M.S. Gorbatchev, les 14 mai et 9 juin 1986.

Un régime international pour la sûreté du développement de l'électronucléaire comprendrait un ensemble d'instruments juridiques internationaux, des organisations et structures internationales, et aussi des mesures et des activités organisationnelles visant à préserver la santé du public et à protéger l'environnement dans le cadre des activités nucléaires entreprises dans le monde entier. Pour instaurer un tel régime, on pourrait envisager l'élaboration d'accords internationaux, la signature de conventions internationales correspondantes et d'accords supplémentaires, l'exécution de programmes communs de recherche coordonnée sur les problèmes de sûreté nucléaire, l'échange d'informations scientifiques et techniques, la création de banques internationales de données et l'établissement de répertoires des ressources matérielles nécessaires aux fins de la sûreté, etc.

On pourrait créer des fonds, avec la participation directe d'organisations internationales, pour financer l'octroi d'une assistance d'urgence, portant notamment sur les fournitures médicales spéciales et le matériel et l'instrumentation de dosimétrie et de diagnostic nécessaires, et sur la fourniture d'aliments, de fourrage et d'autres formes d'aide matérielle. Il faut aussi mettre en place un système de notification rapide et d'information pour le cas où des accidents surviendraient dans des centrales nucléaires - en particulier s'agissant d'accidents ayant des conséquences transfrontières. De plus, il convient d'examiner la question des dommages matériels, moraux et psychologiques causés par de tels accidents.

La sûreté nucléaire présente un autre aspect : la prévention du terrorisme nucléaire. A cet égard, il est une tâche d'une importance primordiale : l'élaboration d'un ensemble fiable de mesures visant à empêcher le terrorisme nucléaire sous toutes ses formes.

L'AIEA doit jouer un rôle important dans l'instauration d'un régime international pour la sûreté du développement de l'électronucléaire.

Il est satisfaisant de noter que les premières mesures ont déjà été prises pour donner suite aux propositions relatives à l'instauration d'un régime international pour la sûreté du développement de l'électronucléaire. Des travaux intenses ont commencé en vue de l'élaboration de deux conventions internationales relatives à la notification rapide des accidents nucléaires et à l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique. Certains aspects de l'expansion de la coopération internationale, en particulier les programmes de recherche de l'AIEA dans le domaine de la sûreté nucléaire, font l'objet de nombreuses discussions.

Les propositions relatives à l'instauration d'un régime international pour la sûreté du développement de l'électronucléaire sont intimement liées aux problèmes de la détente militaire et du désarmement nucléaire. L'accident de Tchernobyl a montré une fois de plus le danger que représente l'énergie nucléaire qui échappe à tout contrôle et a donné conscience au public des conséquences dévastatrices qu'aurait une utilisation militaire de cette

énergie ou des dommages causés à des installations nucléaires pacifiques au cours d'une opération militaire. Il est absurde, alors même que l'on discute des problèmes liés à l'utilisation sûre de l'énergie nucléaire, et qu'on les résoud, d'élaborer des moyens permettant d'utiliser cette énergie de la façon la plus dangereuse et la plus inhumaine possible.

## 9. LE DEVELOPPEMENT DE L'ENERGIE NUCLEAIRE EN URSS

Du fait du développement extrêmement rapide de l'énergie nucléaire, le programme énergétique de l'Union soviétique prévoit une réduction de la consommation de combustibles organiques par les centrales thermiques situées dans la partie européenne du pays. La part du pétrole dans la production d'électricité doit être réduite de plus de moitié. L'énergie nucléaire devrait alors satisfaire la plus grande partie des besoins croissants en électricité de l'économie. Des plans ont été élaborés en vue d'une utilisation maximale du combustible nucléaire pour le chauffage urbain et la fourniture de chaleur industrielle et pour la création de complexes industriels nucléaires.

L'Union soviétique est un pionnier dans le domaine des utilisations pacifiques de l'énergie nucléaire. La première centrale nucléaire du monde, dotée d'un réacteur uranium-graphite à tubes de force, a fonctionné pendant 32 ans. Le programme ultérieur de construction en URSS de réacteurs de puissance dits de démonstration, d'une puissance relativement basse, a permis de sélectionner les plus prometteurs d'entre eux, puis de les mettre au point et de les améliorer.

Les trois types de réacteurs retenus en URSS pour les besoins du programme électronucléaire, en expansion continue, permettent une grande souplesse et une grande fiabilité de l'approvisionnement en énergie et une utilisation plus efficace qu'il ne serait autrement possible des ressources en combustible nucléaire; par ailleurs, ils sont bien adaptés aux exigences particulières d'une infrastructure technique en pleine expansion dans le secteur énergétique.

Les centrales nucléaires en construction en URSS sont dotées de réacteurs VVER, RBMK et surgénérateurs. Dans les deux premiers cas, il s'agit de réacteurs thermiques refroidis à l'eau légère. Les surgénérateurs sont refroidis au sodium liquide et sont construits à l'heure actuelle en vue de la mise à l'épreuve à l'échelle réelle des solutions techniques qui ont été retenues et de la mise en place graduelle future d'un cycle du combustible fermé basé sur le plutonium.

A l'heure actuelle, les centrales nucléaires dotées de réacteurs VVER et RBMK assurent la production électronucléaire de base en URSS. La puissance installée du pays a atteint près de 30 millions de kilowatts. Les centrales nucléaires soviétiques sont caractérisées par une disponibilité opérationnelle élevée. Au cours des dernières années, le facteur d'utilisation de la puissance installée dans les centrales nucléaires a été relativement élevé.

Conformément aux "Lignes directrices du développement économique et social de l'URSS pendant la période 1986-1990 et jusqu'en l'an 2000", il est prévu de développer très rapidement l'énergie nucléaire dans la partie européenne du pays et dans l'Oural. En 1985, les centrales nucléaires ont produit près de 170 milliards de kWh; d'ici à l'an 2000, cette production sera multipliée par 5 ou 7.

Cette évolution signifie que les centrales nucléaires fourniront l'essentiel de la puissance supplémentaire nécessaire pour l'approvisionnement en énergie de la partie européenne, ce qui évitera d'avoir à construire de nouvelles centrales thermiques brûlant des combustibles organiques pour le fonctionnement en centrales de base.

L'Union soviétique poursuit des activités de recherche-développement sur des sources nucléaires de chaleur telles que les réacteurs à haute température refroidis par gaz. La construction de centrales sûres dotées de tels réacteurs permettra de produire de la chaleur à haute température pour diverses applications industrielles et techniques.

L'Union soviétique participe activement à la collaboration internationale dans le domaine nucléaire, en coopérant aux activités des organes et commissions compétents de l'ONU, de l'AIEA, de la Conférence mondiale de l'énergie et d'autres organismes.

Le développement de l'énergie nucléaire en URSS se fait en coopération étroite avec les pays du CAEM.

Liste du matériel de base du bloc principal de la centrale

No	Installation ou équipement	Unité de mesure	Poids unitaire en tonnes	Nombre par tranche
<u>Réacteur</u>				
1	Empilement de graphite	Assemblage	1 850	1
2	Structures métalliques, système "S"	"	126	1
3	Structures métalliques, système "OR"	"	280	1
4	Structures métalliques, système "E"	"	450	1
5	Structures métalliques, système "KZh"	"	79	1
6	Structures métalliques, système "A"	"	592	1
7	Structures métalliques, système "D"	"	236	1
8	Sécheur-séparateur	Pièce	278	4
9	Pompe de circulation principale TsVN-8	"	67	8
10	Moteur électrique de pompe de circulation principale	"	33	8
11	Vanne d'isolement principale (diamètre : 800)	"	5,7	8
12	Collecteur d'aspiration	"	41	2
13	Collecteur à haute pression	"	46,0	2
14	Collecteur de groupe de distribution	"	1,3	44
15	Conduites d'eau inférieures	Série	400	1
16	Tuyauterie à vapeur-eau	"	450	1
17	Retours d'eau (diamètre : 300)	"	16	1
17a	Tuyauteries du circuit primaire de refroidissement (diamètre : 800)	"	350	1
18	Machine de chargement	"	450	1
19	Pont de manutention de la salle centrale Q50/10t	Pièce	121	1
20	Pont de manutention de la salle des pompes de circulation principales Q50/10t	"	176	2
21	Ventilateur refoulant, niveau +43,0	"	3,5	30
22	Ventilateur aspirant, niveau +35,0	"	3,5	50
23	Réservoir des fuites contrôlées	"	1,4	2
24	Echangeur de chaleur des fuites contrôlées	"	0,2	2
25	Réservoir pour l'entretien préventif planifié	"	25	4
26	Structures métalliques et conduites de la zone de localisation des accidents	Série	270	1
27	Soupape de retenue de la salle des conduites d'eau inférieures	"	2,5	11
28	Soupape de décharge du système de localisation des accidents	Pièce	2	8
29	Condenseur du système de localisation des accidents	"	3,7	36

No	Installation ou équipement	Unité de mesure	Poids unitaire en tonnes	Nombre par tranche
<u>Réacteur (suite)</u>				
30	Conteneur de transport	Pièce	146	1
31	Pont de la salle du système d'abaissement de l'activité des gaz Q30/5t	"	45	1
	Conduites en acier au carbone	Série	1 170	1
	Conduites en acier inoxydable	"	760	1
<u>Salle des machines</u>				
32	Turbo-alternateur K-500-65/3000	Pièce	3 500	2
33	Séparateur-réchauffeur SPP-500	"	15	8
34	Réchauffeur basse pression	"	37,5	4
35	Unités de pompes d'extraction	"	2,5	6
36	Pont roulant de la salle des machines Q 125 t	"	211	1
	Conduites en acier au carbone	Série	3 825	1
	Conduites en acier inoxydable	"	1 300	1
37	Dégazeur	Pièce	4,5	2

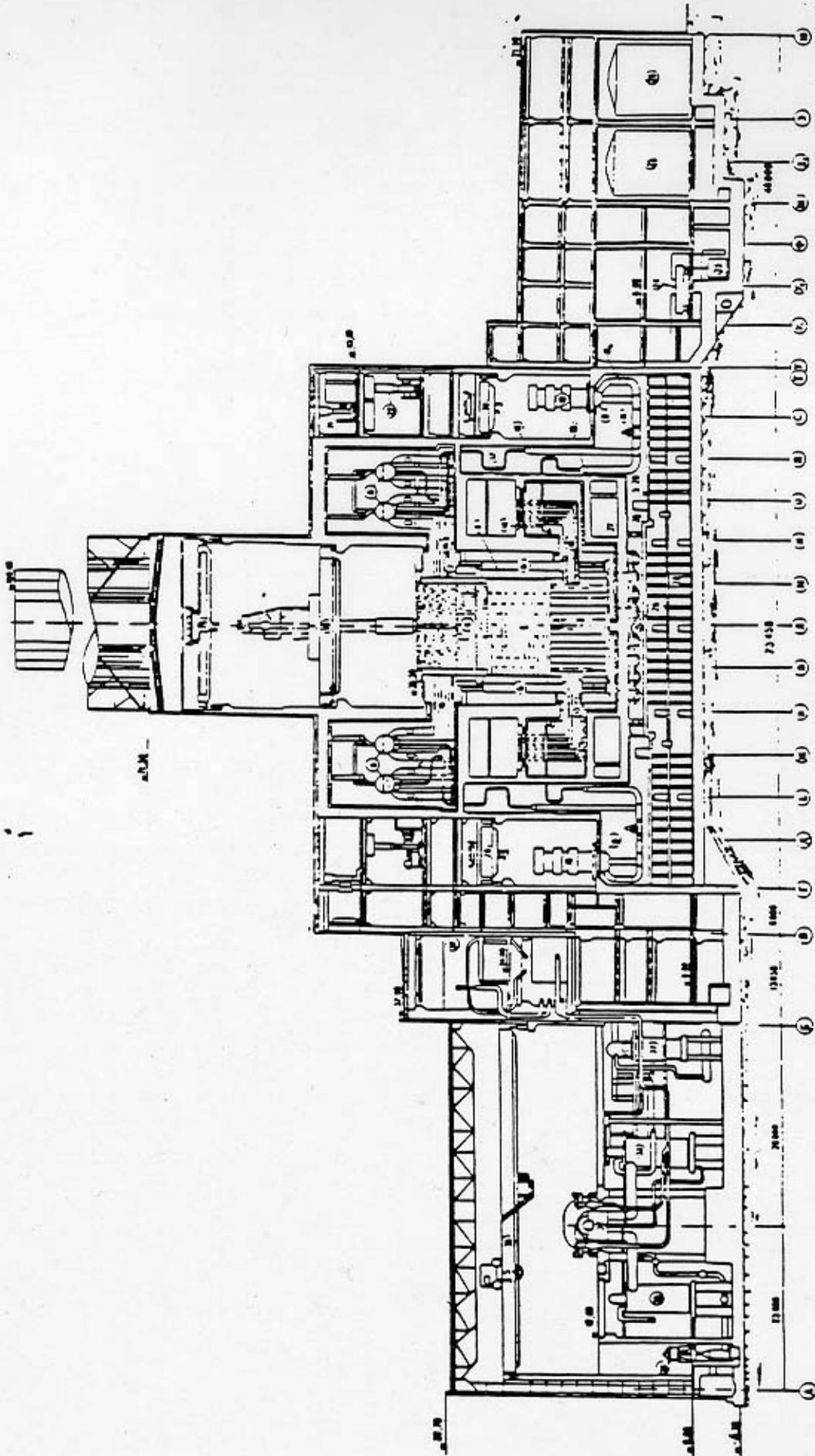


Fig. 1. Vue en coupe des structures principales d'une tranche dotée d'un réacteur RBMK-1000 (avec la zone de localisation)

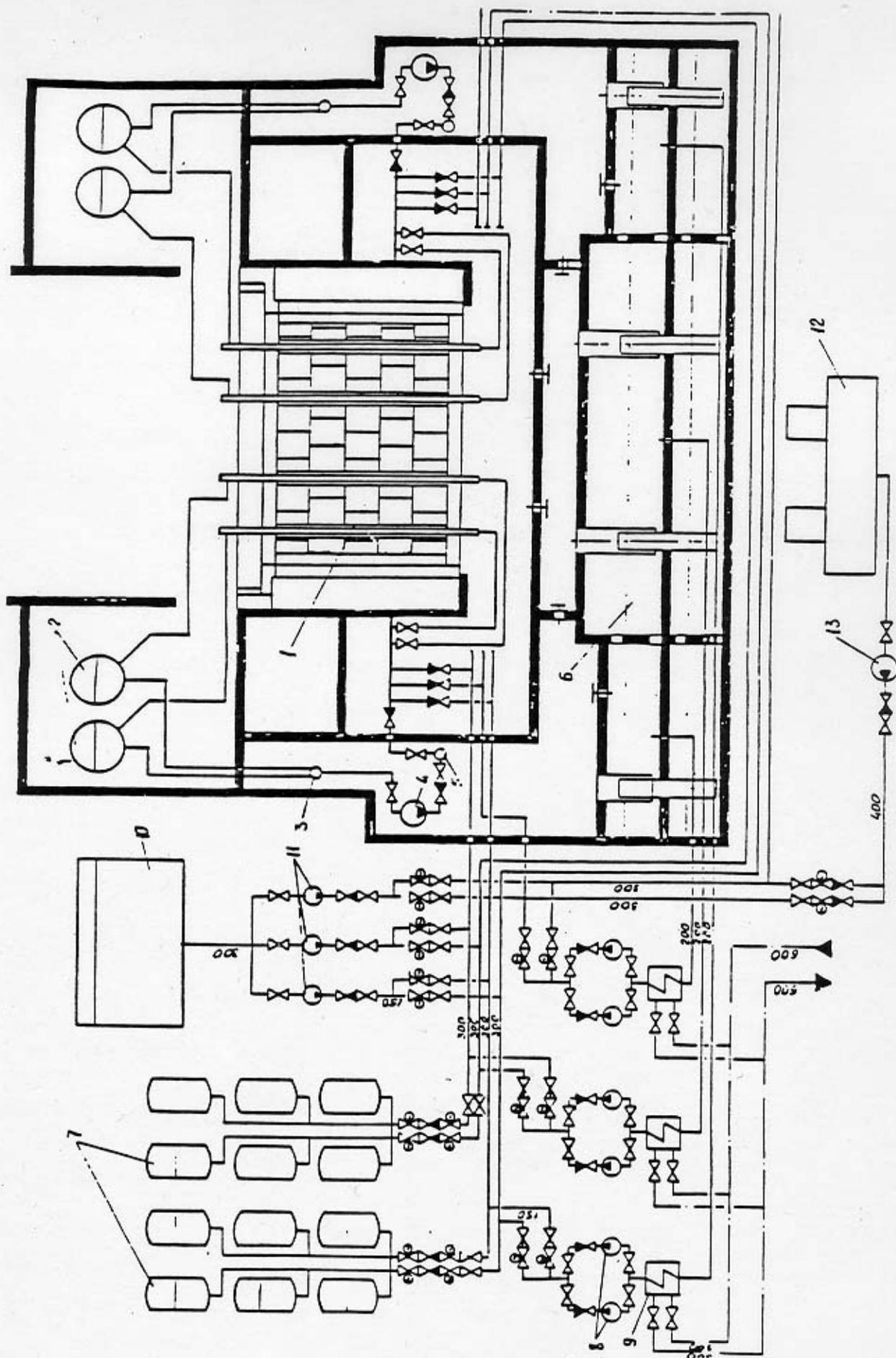


Fig. 2. Diagramme schématique du système de refroidissement de secours du cœur

- 1. Réacteur; 2. Séparateur de vapeur; 3. Collecteur d'aspiration; 4. Pompe de circulation principale; 5. Collecteur haute pression; 6. Bassin de suppression de pression; 7. Cuves du système; 8. Pompes du système pour le refroidissement de la moitié endommagée du réacteur; 9. Échangeur de chaleur; 10. Réservoir des condensats propres; 11. Pompes du système pour le refroidissement de la moitié non endommagée du réacteur;

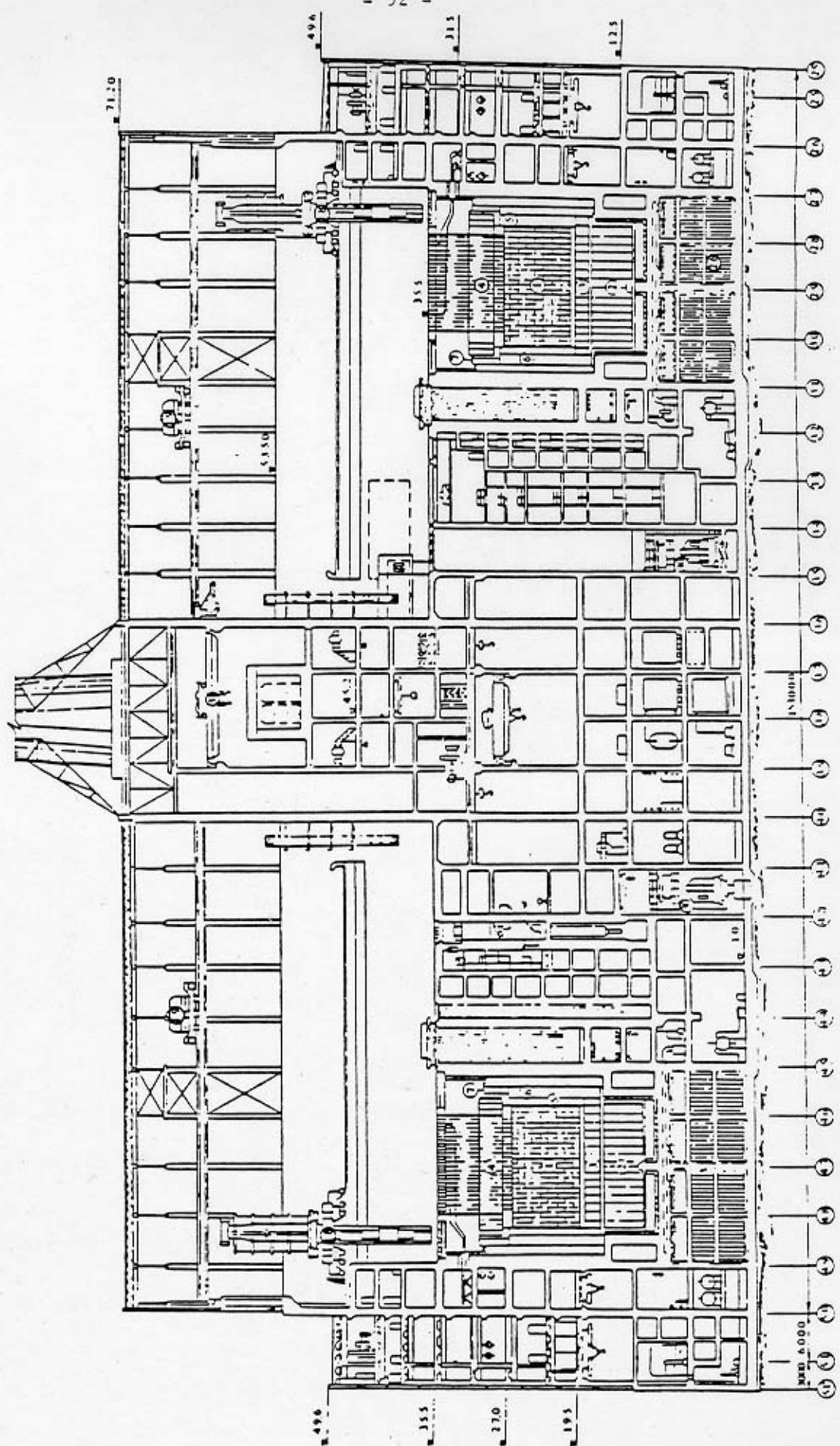


Fig. 3. Vue en coupe des réacteurs d'une centrale nucléaire dotée de réacteurs RBMK-1000 (avec la zone de localisation)

NOTE : La légende de la partie gauche de la sortie d'imprimante manque à cause de l'illisibilité de l'original

Fig. 4  
1

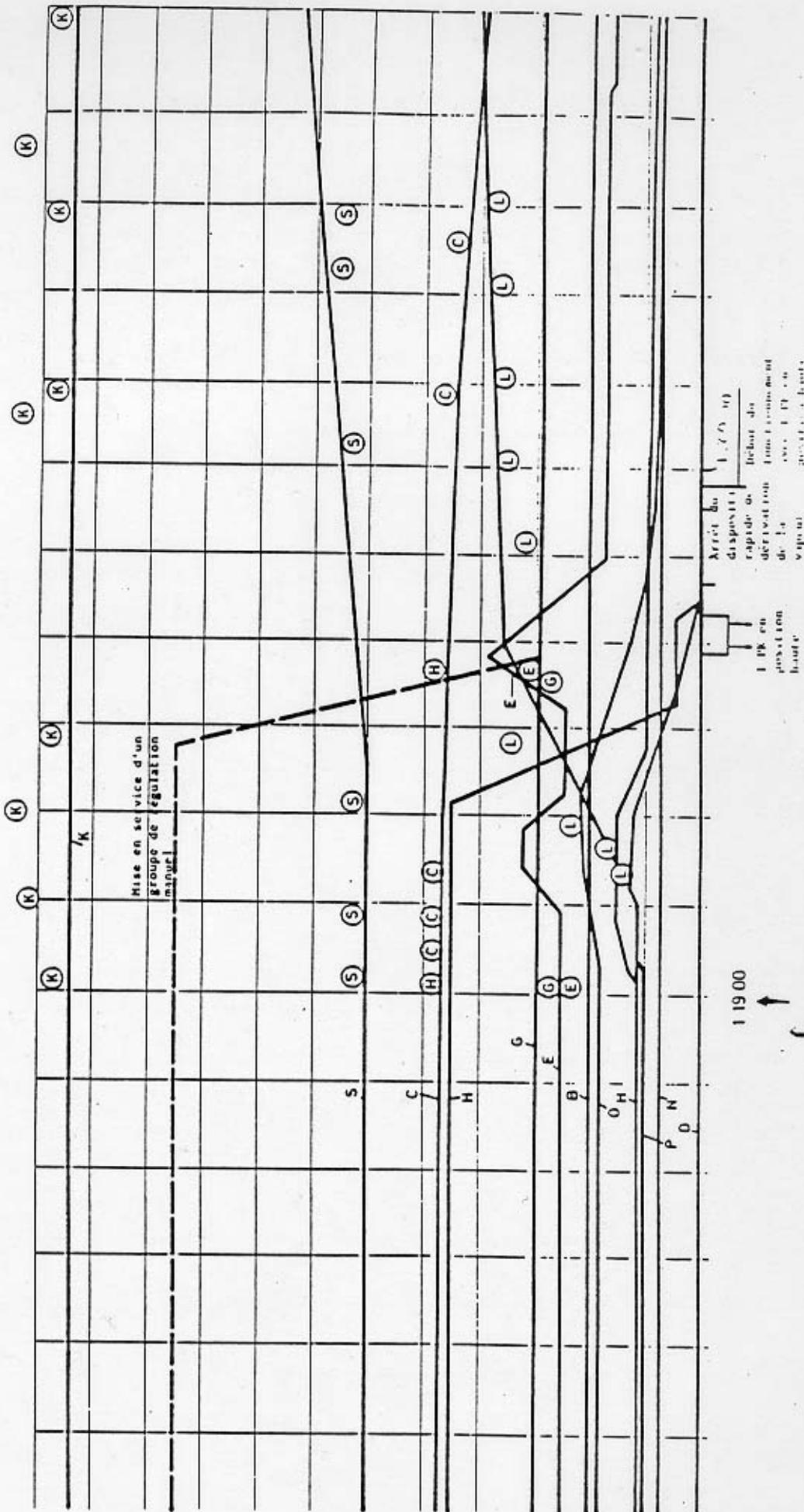
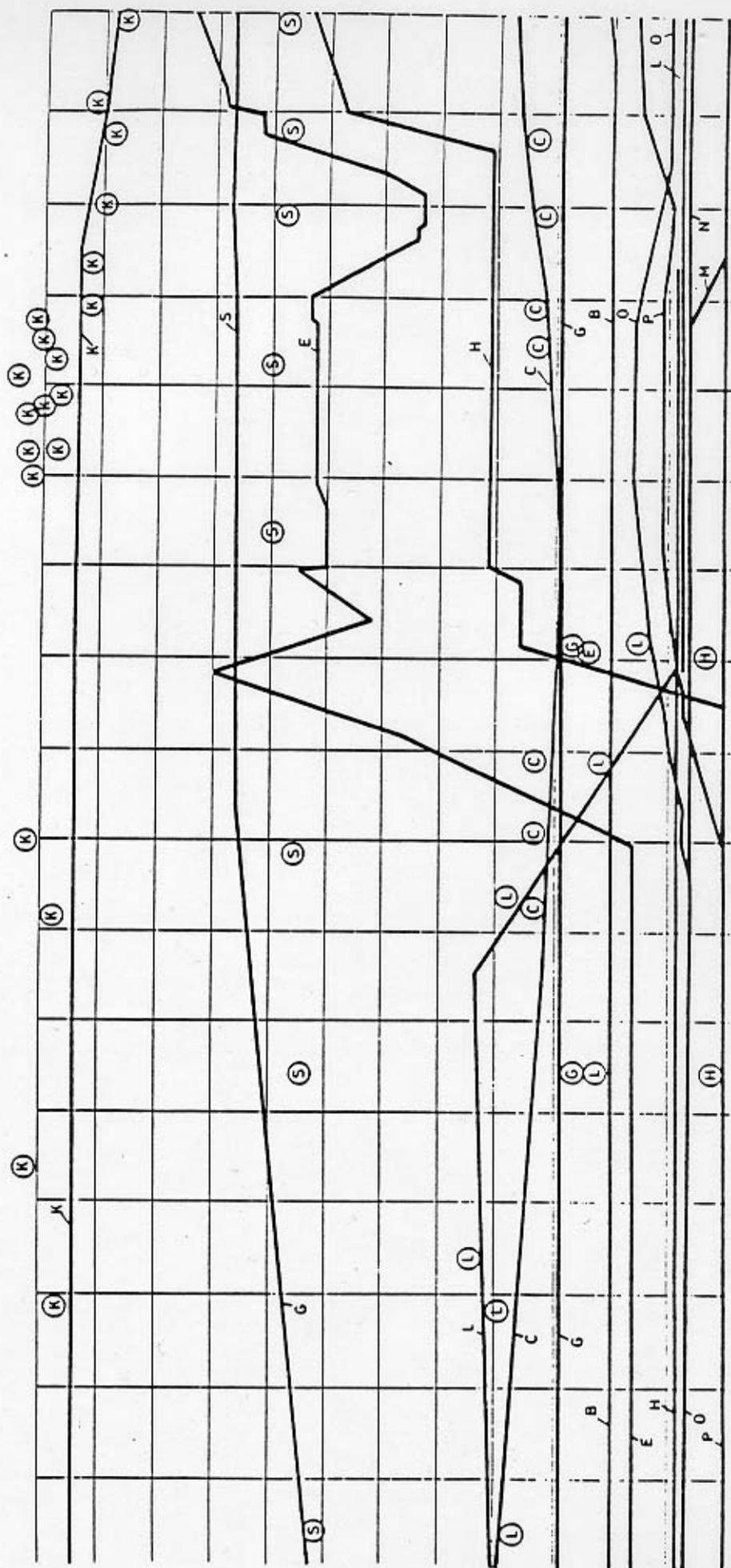


FIG. 4  
2.



Température  
 de la vase  
 d'arrêt  
 123  
 Correction de  
 l'erreur de  
 repolariser  
 automatique  
 la vase  
 papillon

D R A F T

KEY TO THE CURVES ON pp. 11-13 of GENERAL MATERIAL

<u>SYM</u>	<u>MIN</u>	<u>MAX</u>
A Neutron power (%)	0	120
B Reactivity, sum. (%)	-1	+3
C Pressure, steam drum (bar)	54	90
D Neutron power (%)	0	480
E Rod group AR-1 (fraction inserted)	0	1.2
G Rod AR-2 (fraction inserted)	0	1.2
H Rod AR-3 (fraction inserted)	0	1.2
K Flow, MCP (m <sup>3</sup> /s)	2	8
L Flow, Feedwater (kg/s)	0	600
M Flow, steam (kg/s)	0	600
N Fuel temp. (°C)	200	2000
O Steam mass quality (Exit of core, %)	0	6
P Steam vol. quality (Core average, void fraction)	0	1.2
S Level (steam drum, mm)	-1200	0

Time scale through 10 sec (0-330 sec)  
then through 1 sec

A	0.0	10.0	20.0	30.0	40.0	50.0	60.0	70.0	80.0	90.0	100.0	110.0	120.0
B	-10.0	-5.0	0.0	5.0	10.0	15.0	20.0	25.0	30.0	35.0	40.0	45.0	50.0
C	54.0	57.0	60.0	63.0	66.0	69.0	72.0	75.0	78.0	81.0	84.0	87.0	90.0
D	0.0	4000.0	8000.0	12000.0	16000.00	20000.0	24000.0	28000.0	32000.0	36000.0	40000.0	44000.0	48000.0
E	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0	1.1	1.2
G	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0	1.1	1.2
H	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0	1.1	1.2
K	2.0	2.5	3.0	3.5	4.0	4.5	5.0	5.5	6.0	6.5	7.0	7.5	8.0
L	0.0	50.0	100.0	150.0	200.0	250.0	300.0	350.0	400.0	450.0	500.0	550.0	600.0
M	0.0	50.0	100.0	150.0	200.0	250.0	300.0	350.0	400.0	450.0	500.0	550.0	600.0
N	200.0	350.0	500.0	650.0	800.0	950.0	1100.0	1250.0	1400.0	1550.0	1700.0	1850.0	2000.0
O	0.0	0.5	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0	3.5	4.0	4.5	5.0	5.5	6.0
P	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.7	0.8	0.9	1.0	1.1	1.2
S	-1200.0	1100.0	-1000.0	-900.0	-800.0	-700.0	-600.0	-500.0	-400.0	-300.0	-200.0	-100.0	0.0

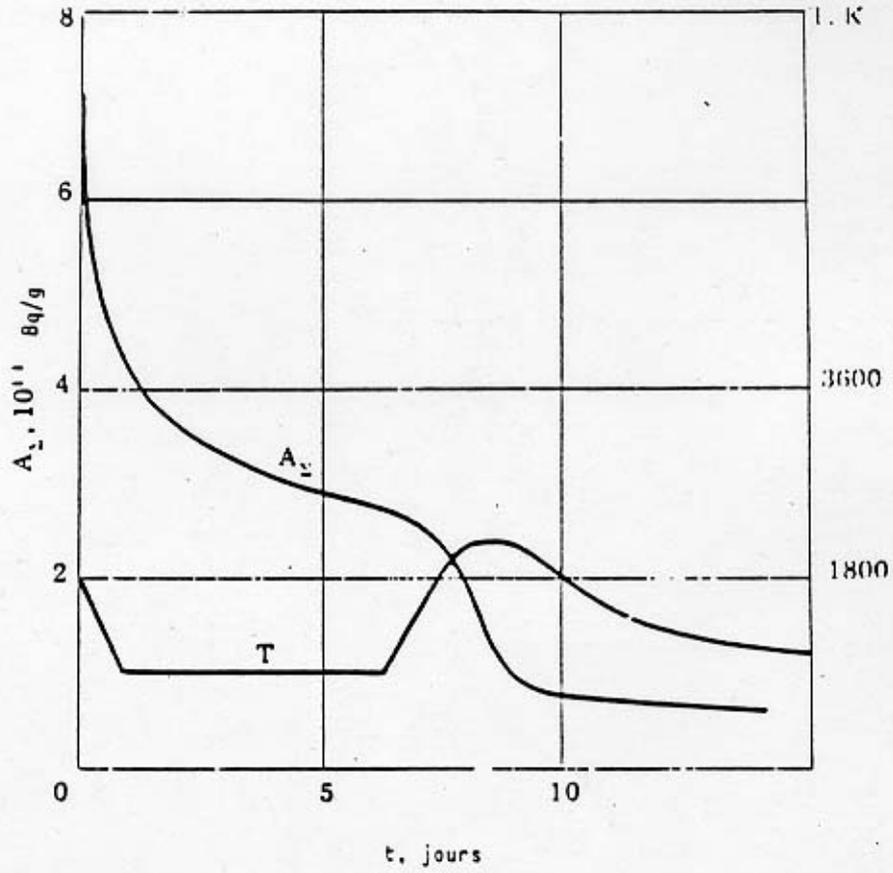


Fig. 5. Variation de l'activité et de la température du combustible avec le temps

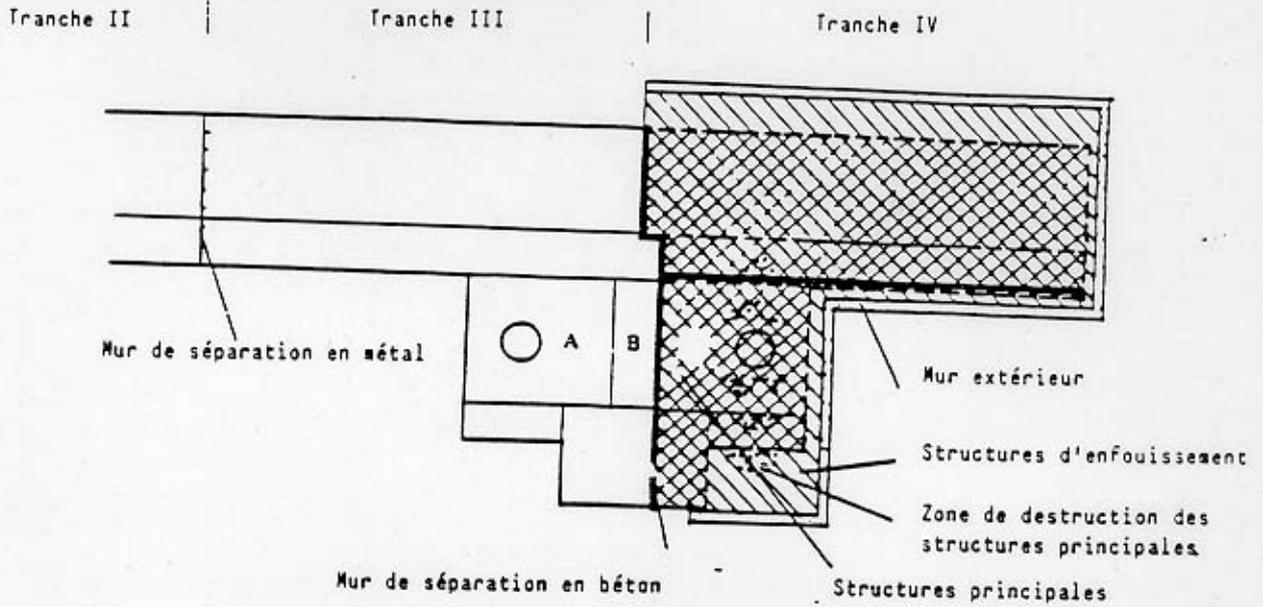


Fig. 6. Diagramme d'un projet pour l'isolement et le coffrage de la tranche 4 (coupe horizontale)

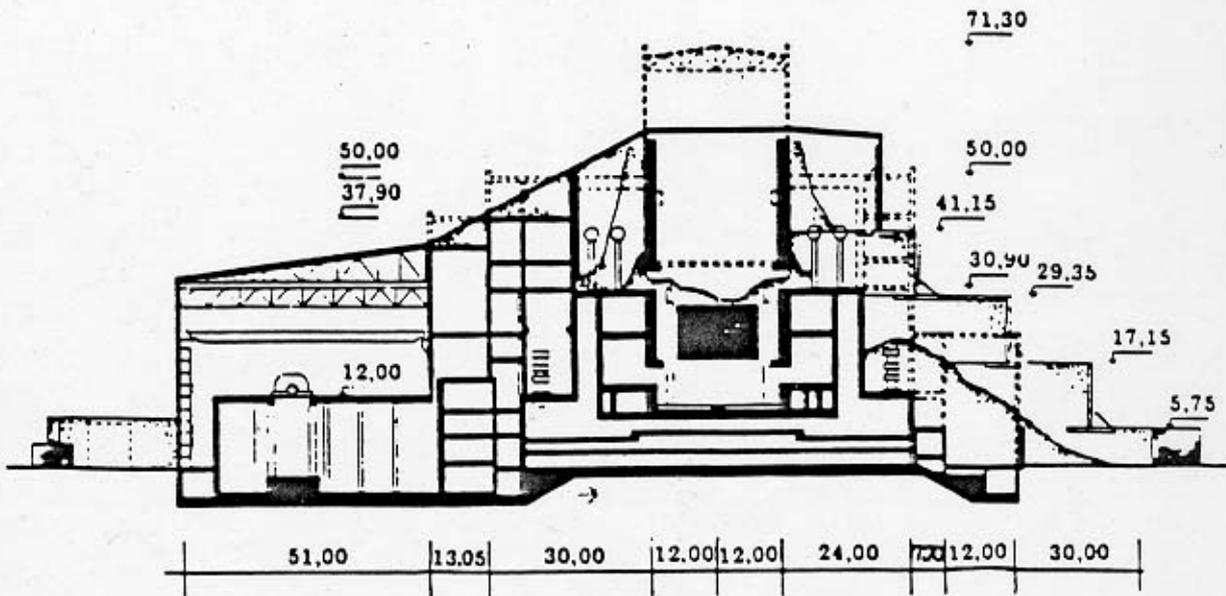


Fig. 7. Diagramme d'un projet pour l'isolement et le coffrage de la tranche 4 (coupe verticale)

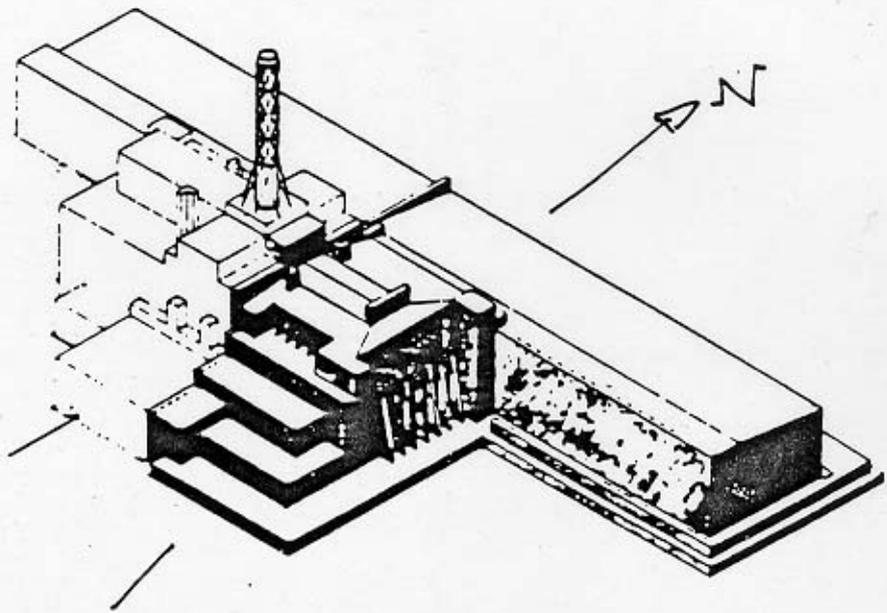


Fig. 8. Vue générale d'un projet pour l'isolement et le coffrage de la tranche 4.