

ÉLECTRICITÉ DE FRANCE

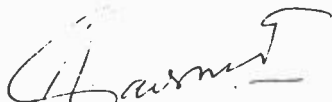
**Éléments
de sûreté et de radioprotection
des centrales nucléaires
de 1300 mégawatts**

DIRECTION DE L'ÉQUIPEMENT

**Éléments
de sûreté et de radioprotection
des centrales nucléaires
de 1300 mégawatts**

OCTOBRE 1982

Les choix technologiques et énergétiques mis en œuvre par un Service Public comme Electricité de France, doivent être portés à la connaissance du public dans des conditions qui lui permettent d'apprécier la dimension des enjeux et les conditions de la mise en œuvre de ces choix. C'est dans cette perspective que la Direction de l'Equipement d'Electricité de France a rédigé cet ouvrage, à partir des rapports de sûreté des centrales nucléaires de 1300 Mégawatts. La sûreté et la radioprotection relèvent de disciplines arides et difficiles longtemps réservées aux spécialistes et aux experts. Il s'agit donc d'une tentative visant à rendre accessible au public les principes de ces disciplines. Des améliorations seront sûrement nécessaires et appelleront de nouvelles éditions pour parvenir à la communication recherchée entre les techniciens et vous.



André Gauvenet
Inspecteur Général pour la Sûreté
et la Sécurité Nucléaire

sommaire

Principes et généralités

1. Les centrales électro-nucléaires : rappel des notions de base.	1
2. Description générale des centrales à eau sous pression de 1300 MW.	7
3. L'organisation administrative de la sûreté.	17
4. La radioprotection : principe et réglementation.	23
5. Méthodes et techniques de la sûreté nucléaire.	31

Applications aux centrales de 1300 MW

6. Protection contre les agressions externes et internes.	39
7. Protection des bâtiments et installation générale.	45
8. Physique et sûreté du cœur.	51
9. Sûreté du circuit primaire.	59
10. Les systèmes de sauvegarde.	75
11. Origine et contrôle des effluents radioactifs.	81
12. Rôle du circuit secondaire vis-à-vis de la sûreté.	91
13. Auxiliaires généraux et protection contre l'incendie.	95
14. Le contrôle-commande	105
15. Les plans particuliers d'intervention relatifs aux centrales électronucléaires.	111
16. Les hommes : formation et qualification.	117

Table des illustrations	125
-------------------------	-----

1

Les centrales électronucléaires rappel des notions de base

Il est difficile de présenter les dispositions prises en matière de sécurité dans les centrales nucléaires sans rappel préalable de quelques notions générales sur leur conception et leur fonctionnement, ainsi que de la signification d'un minimum de termes techniques indispensables.

Ce premier chapitre se propose donc de fournir ces notions aux lecteurs qui ne les connaîtraient pas, les autres pouvant passer directement au chapitre suivant.

Principe de la production d'électricité

L'histoire de l'industrie électrique n'a commencé qu'il y a une centaine d'années avec la découverte par Gramme du principe du générateur d'électricité. Ce dernier est dit dynamo s'il produit du courant continu, alternateur s'il produit du courant alternatif.

La dynamo qui produit le courant nécessaire à l'éclairage des bicyclettes en constitue un exemple bien connu du public. Les alternateurs qui produisent le courant dans les centrales électriques fonctionnent sur le même principe tout en étant de taille bien supérieure : souvent plusieurs dizaines de mètres de long sur plusieurs mètres de hauteur.

Dans les deux cas, l'appareil comprend deux parties : une partie fixe aimantée, le stator, qui est creuse ; une partie mobile pleine, le rotor, logée dans cette cavité cylindrique. Ce dernier tourne autour d'un axe qui est entraîné par une « roue ».

Si l'on fait tourner cette « roue », il se produit une variation du champ magnétique dans le stator qui entraîne à son tour la production de courant électrique, courant qui est recueilli sur les deux bornes de l'alternateur.

Dans une centrale hydraulique cette « roue » est une turbine hydraulique, roue de moulin perfectionnée qui tourne sous l'effet de la chute de l'eau.

Dans une centrale thermique, c'est une turbine à vapeur, qui tourne sous l'action de la vapeur produite par la combustion d'un corps tel que le charbon, le pétrole ou le gaz. Après le passage dans la turbine, dans le condenseur, cette vapeur est refroidie et condensée en eau liquide qui retourne à la chaudière pour y être réutilisée indéfiniment.

Dans une centrale nucléaire, la chaleur nécessaire à la production de vapeur à partir de l'eau froide est assurée par la fission d'un métal lourd : l'uranium.

Les centrales nucléaires

Une centrale nucléaire n'est donc qu'un cas particulier de centrale thermique. C'est une centrale dans laquelle la chaudière à flamme, destinée à faire bouillir l'eau pour la transformer en vapeur, a été remplacée par une « chaudière nucléaire ».

N.B. On a gardé ce terme de « chaudière » par analogie et bien qu'il n'ait rien à voir dans son fonctionnement avec la chaudière à flamme. De même, parle-t-on par analogie de « combustible nucléaire » à propos des barres d'uranium, bien que l'uranium ne brûle pas.

Donc, une centrale nucléaire comprend deux parties principales : d'une part, le réacteur nucléaire qui renferme la chaudière ; de l'autre, la partie « classique » constituée par le groupe turbo-alternateur, semblable à celui de tout autre centrale thermique.

Cette séparation est d'autant plus facile à faire qu'en pratique les deux ensembles sont logés dans deux bâtiments séparés mais accolés : d'une part, le bâtiment du réacteur ; de l'autre, la salle des machines qui abrite le groupe turbo-alternateur.

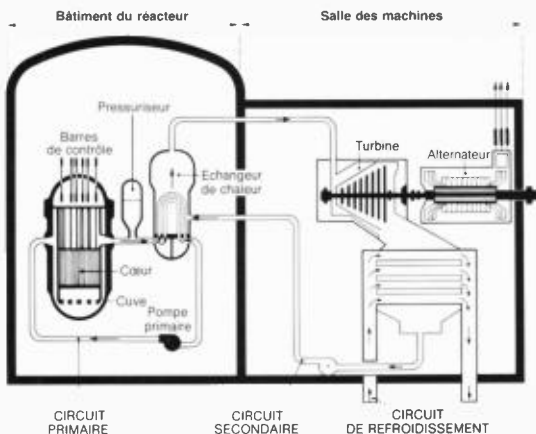
Autour d'eux, existent dans les deux cas, un certain nombre de bâtiments annexes.

Le terrain sur lequel est installé une centrale nucléaire s'appelle le site nucléaire. Sur chaque site on trouve une, deux, trois, quatre, cinq, etc. unités de production complètes appelées tranches. Dans certains cas, elles peuvent être jumelées deux par deux. L'ensemble de ces tranches, plus les bâtiments administratifs et autres, constituent la centrale.

Comme toutes les machines thermiques (par exemple les moteurs d'automobiles) les centrales thermiques classiques ou nucléaires ont besoin en permanence de refroidir leur condenseur. D'où la nécessité d'installer les sites en bord de fleuve ou de mer, où une grande quantité d'eau est disponible.

Lorsque le débit de l'eau n'est plus suffisant pour assurer une réfrigération convenable, il est possible de construire des tours de réfrigération, qui utilisent le pouvoir réfrigérant de l'air. C'est le cas de la plupart des centrales en bord de rivière.

Schéma des 3 circuits de fonctionnement d'une centrale PWR



Principe de la fission nucléaire en chaîne

Toute matière peut être considérée comme l'assemblage de trois particules fondamentales : le proton, le neutron, l'électron. Ces trois particules sont assemblées en atomes ; les atomes en molécules infiniment variées ; les molécules en assemblages encore plus divers et complexes.

Les protons sont des particules qui ont une charge électrique positive, les neutrons n'ont aucune charge électrique. Ils constituent le noyau de l'atome autour duquel tournent à très grande vitesse les électrons, particules qui ont une charge électrique négative. Le nombre de protons est égal au nombre d'électrons, de sorte que tout atome est électriquement neutre.

Certains noyaux lourds, c'est-à-dire comportant un grand nombre de protons et de neutrons, tel l'uranium, peuvent être cassés dans certaines conditions par un neutron. Le noyau capture le neutron ; ainsi déséquilibré, il oscille et se sépare en deux : il y a rupture ou fission.

La fission, notamment de l'uranium 235, a trois effets principaux :

1. Une grande quantité d'énergie (énergie nucléaire) est libérée et apparaît sous forme de chaleur.
2. Le noyau en se rompant donne naissance à des noyaux de nouveaux atomes qui peuvent être instables et par suite radioactifs : ce sont les produits de fission.
3. Des neutrons sont expulsés du noyau brisé. Ils peuvent avoir trois destinées :
 - Certains d'entre eux peuvent provoquer la rupture d'autres noyaux fissiles libérant à leur tour énergie et neutrons, et ainsi de suite. Ce phénomène — réaction de fission en chaîne — est utilisé pour la production d'énergie dans les centrales nucléaires.
 - D'autres neutrons expulsés peuvent être capturés par les noyaux des autres corps voisins : gaine où est logé le combustible, fluide véhiculant la chaleur dégagée par la fission... Ces corps deviennent alors radioactifs et constituent les produits d'activation.
 - D'autres neutrons, enfin, peuvent s'échapper vers l'extérieur mais sont arrêtés par les murs de béton du réacteur nucléaire.

L'uranium naturel tel qu'il provient de la mine, et formé de deux isotopes : l'uranium-238, présent à 99,3 % mais pratiquement pas fissile, et l'uranium-235 fortement fissile, présent à 0,7 %.

La filière à eau sous pression

Les premiers réacteurs nucléaires construits en France dans les années 60 pour produire de l'électricité étaient chargés en uranium naturel. Les réacteurs du programme industriel engagé au début des années 70 sont chargés en uranium un peu plus riche en uranium 235. Cet uranium enrichi au préalable en usine renferme alors de 2 à 3 % d'uranium 235.

Après de nombreuses années d'expérimentation et de recherches, la France a finalement choisi à partir de 1970 la filière à eau sous pression, dite PWR (Pressurized Water Reactor) — qui est la plus répandue dans le monde — pour son programme électro-nucléaire industriel.

Successivement deux modèles ont été mis au point correspondant à deux niveaux de puissance ou palier différents : le 900 mégawatts et le 1300 mégawatts (MW).

L'uranium utilisé dans ce type de réacteurs est sous forme d'oxyde d'uranium (UO_2), fritté. Terme de métallurgie des poudres qui signifie que la poudre d'uranium est

agglomérée de manière compacte de façon à lui assurer une grande solidité et une forme parfaitement précise qui est celle d'une pastille cylindrique, de la taille d'un cachet d'aspirine.

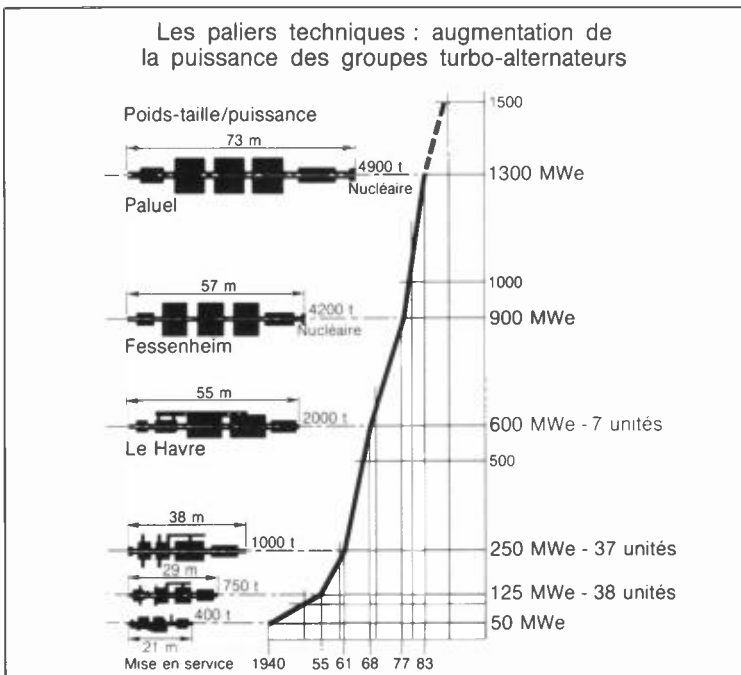
Ces pastilles sont enfilées dans des tubes métalliques en zircaloy : alliage de zirconium, d'un peu d'étain, de fer et de chrome. Cet alliage dont la température de fusion est élevée, présente de bonnes caractéristiques mécaniques, il est peu sensible à la corrosion et il offre une bonne perméabilité aux neutrons.

Ces gaines, une fois remplies de pastilles, sont soudées aux extrémités. On parle alors de « crayons » de combustible. Dans les réacteurs PWR les crayons sont rassemblés, au moyen de grilles carrées, en un élément combustible (ou assemblage combustible) de 4 m de longueur environ.

La politique des paliers de puissance

Depuis près de 40 ans, la production d'électricité d'origine thermique se fait dans des centrales où les machines tournantes (turbine et alternateur) ont une puissance nominale standard ; ce standard variant par sauts successifs, par paliers successifs, d'une époque à l'autre.

Il y a eu ainsi de 1955 à 1969, 48 unités de 125 MW. De 1961 à 1974, 41 unités de 250 MW. De 1968 à 1977, 11 unités de 600 et 700 MW.



Cette centaine d'unités (ou encore tranches) fonctionnent au charbon ou au fuel, ou au gaz, parfois à deux de ces combustibles indifféremment.

Depuis le début de son programme électronucléaire à eau légère engagé en 1970, EDF a entrepris la construction de 34 tranches nucléaires de 900 et 1300 MW. Pour ce qui concerne les unités de 900 MW, au 1^{er} juillet 1982, 21 étaient en service et 13 encore en construction. La première de ces 21 tranches, Fessenheim 1, a été reliée au réseau (nous disons « couplée ») en avril 1977. Depuis cette date l'ensemble des unités 900 MW totalise environ l'équivalent de 40 années de fonctionnement d'une tranche.

Tout au long de ces « 40 années » d'exploitation, les anomalies constatées ont été scrupuleusement notées, communiquées aux autorités de sûreté, et utilisées pour parfaire le standard. C'est ce qu'on appelle le « retour d'expérience ».

Le programme du palier 1300 MW

Toutes les observations, toutes les difficultés rencontrées, aussi bien pendant la construction que l'exploitation des premières unités de 900 MW ont concouru à la conception du palier suivant, 1300 MW, objet du présent ouvrage. Cette puissance unitaire, considérable, est celle qui convient à la puissance du réseau d'électricité français de demain. Elle permet, en outre, de réduire le nombre de sites pour un même total de puissance nouvelle à installer.

Le programme 1300 MW concerne actuellement dix sites, sur lesquels les travaux sont en état d'avancement très divers : de l'achèvement des premières unités à la préparation de l'enquête publique : Paluel (Seine-Maritime), Flamanville (Manche), Saint-Alban (Isère), Cattenom (Moselle), Belleville (Cher), Nogent-sur-Seine (Aube), Penly (Seine-Maritime), Chooz (Ardennes), Golfech (Tarn-et-Garonne) et Civaux (Vienne).

2

Description générale des centrales à eau sous pression de 1300 MW

Principe général de fonctionnement des centrales à eau pressurisée : les trois circuits

Tous les composants principaux d'une centrale à eau sous pression sont organisés autour de trois circuits : primaire, secondaire et de réfrigération. Ils sont schématisés sur la figure ci-jointe¹.

Le circuit primaire ou chaudière nucléaire

Il est entièrement contenu dans le bâtiment du réacteur et constitue la chaudière nucléaire. Cette dernière comprend, au centre, la cuve où se produit la réaction nucléaire. De la cuve, sortent 4 boucles qui transfèrent la chaleur vers 4 générateurs de vapeur d'eau (G.V.).

- Dans chacune de ces 4 boucles, l'eau circule sous l'effet de 4 puissantes pompes primaires.
- Sur l'une de ces boucles, se trouve le pressuriseur, réservoir de plusieurs mètres de haut, qui, comme son nom l'indique, maintient l'eau sous pression pour l'empêcher de bouillir. Ce dispositif est caractéristique des centrales à eau sous pression et leur a donné leur nom.

Comme toutes les boucles communiquent par l'intermédiaire de la chaudière, un seul pressuriseur suffit pour maintenir la pression dans les 4 boucles.

Seul ce circuit primaire est propre aux centrales nucléaires ; les deux suivants sont communs à toutes les centrales thermiques à fuel-oil, à charbon, etc.

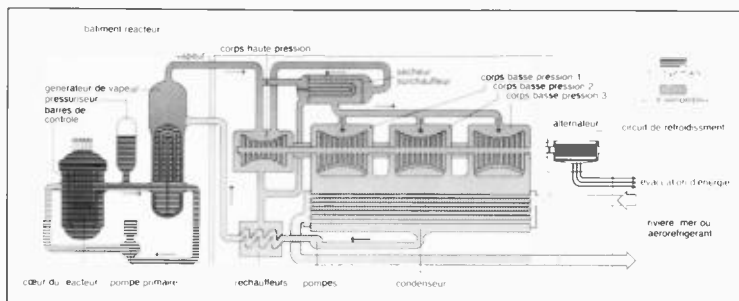
Le circuit secondaire eau-vapeur-eau

Il est destiné à alimenter la turbine en vapeur nécessaire à son fonctionnement, puis au retour, à ramener l'eau condensée vers les générateurs de vapeur. Cette eau est ainsi baptisée « eau alimentaire ». Ce circuit part des 4 générateurs de vapeur d'eau, alimente la turbine, passe ensuite par le condenseur, revient enfin aux 4 générateurs de vapeur où l'eau se présente à nouveau comme au départ sous forme liquide et refroidie. Et le processus continue indéfiniment.

1 N.B. Comme chacun de ces composants sera étudié plus en détail par la suite, le lecteur trouvera leurs dessins répartis dans les chapitres

suivants du livre. Il peut cependant les consulter dès à présent en se reportant à la table des illustrations située à la fin.

Schéma de principe des centrales françaises PWR



Le circuit de réfrigération de la vapeur

Il existe également dans toutes les centrales thermiques classiques : son objet est de refroidir la vapeur à l'échappement de la turbine et de la condenser à nouveau en eau liquide.

Son organe principal est le condenseur, sorte de grande boîte traversée de milliers de tubes de petit diamètre, dans lesquels circule l'eau froide prélevée dans le fleuve ou dans la mer selon l'emplacement de la centrale. Au contact de l'extérieur de ces tubes, le mélange vapeur-eau chaude se refroidit et se transforme entièrement en eau liquide à une température proche de l'eau de réfrigération.

Au départ cette eau de réfrigération provient du fleuve ou de la mer ; elle est prélevée par l'intermédiaire de canalisations d'amenée et d'une station de pompage. Après passage dans le condenseur, l'eau, légèrement réchauffée, est restituée au milieu naturel par des canalisations de rejet.

Ce dispositif, le plus simple, est dit « réfrigération en circuit ouvert ». Son inconvénient est de nécessiter la présence de beaucoup d'eau. Si ce n'est pas le cas, on utilise le dispositif dit « à circuit fermé ». Dans ce cas, on utilise les services d'une tour de réfrigération atmosphérique qui dissipe la chaleur non plus dans l'eau mais dans l'air ambiant. Seule une petite fraction de l'eau est évaporée en vapeur qui constitue les « panaches » des tours, que l'on voit quelquefois de loin.

Autour de ces trois circuits principaux se greffent de nombreux circuits secondaires qui seront détaillés par la suite. Le principe de fonctionnement ayant été décrit, il est maintenant possible de voir comment l'unité PWR 1300 MW se présente concrètement, sur un site, aux yeux d'un visiteur.

Les bâtiments d'une tranche PWR 1300

Une unité à eau sous pression de 1300 MW apparaît comme un ensemble assez compact bien qu'elle soit composée en fait de plusieurs corps de bâtiments distincts, dont certains sont accolés. Il y a neuf bâtiments principaux.

Le bâtiment du réacteur (BR)

Il est facilement repérable à cause de la forme arrondie de son dôme. C'est lui qui contient la chaudière nucléaire c'est-à-dire tout le circuit primaire : cuve, générateurs

de vapeur, pompes primaires, pressuriseur. Construit en béton armé de forte épaisseur, c'est un véritable blockhaus, totalement étanche et isolé de l'extérieur ainsi que des autres bâtiments qui lui sont accolés, ceci par des systèmes de sas étanches et de vannes d'isolement manœuvrables instantanément à distance.

La salle des machines (SM)

C'est le plus grand bâtiment de l'unité ; sa forme est celle d'un grand hangar rectangulaire. Elle abrite essentiellement le groupe turbo-alternateur et, au dessous, le condenseur et le poste d'eau. En raison du poids de ce groupe, ses fondations sont importantes, mais sa couverture n'est constituée que de bardage léger comme toutes les salles des machines des centrales thermiques classiques : elle ne contient en effet aucun élément radioactif.

Le bâtiment combustible (BK)

C'est par lui que transitent les éléments combustibles neufs qui entrent dans le réacteur et les éléments usés qui en sortent. Il est notamment constitué d'une piscine de désactivation où les éléments usés sortis du réacteur séjournent environ six mois avant d'être transportés vers l'usine de retraitement. Il est donc situé contre le bâtiment réacteur et peut communiquer avec lui au moment des transferts d'éléments. Ces éléments usés étant fortement radioactifs, le transfert doit se faire sous la protection de plusieurs mètres d'eau. Aussi, au moment des opérations de chargement et de déchargement en combustibles, la piscine de désactivation peut être mise en communication avec la piscine du réacteur remplie d'eau.

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN)

Il est occupé d'une part par les installations de traitement de l'eau du circuit primaire (épuration de l'eau, dosage en acide borique) ; de l'autre par celle des effluents radioactifs. C'est pourquoi il s'agit d'un bâtiment étanche dont la ventilation est soigneusement contrôlée. Il peut aussi bien communiquer avec le bâtiment réacteur qu'en être, au besoin, isolé.

Le bâtiment des locaux électriques (BL) et des auxiliaires de sauvegarde (BAS)

Il comprend trois niveaux principaux. En haut, la salle de commande de la tranche. A mi-hauteur, les tableaux de puissance et de contrôle, répartis sur plusieurs étages. Aux niveaux inférieurs, enfin, les principaux composants des circuits de sauvegarde : notamment les pompes et échangeurs de chaleur destinés à fonctionner en cas d'incident ou d'accident.

Le bâtiment des groupes électrogènes diesels

Toute centrale produit de l'électricité, mais en consomme aussi un peu pour ses propres besoins. Normalement ce courant, nécessaire notamment au démarrage, est fourni par le réseau. Mais la sécurité exige que l'on puisse procéder aux opérations d'arrêt même si l'alimentation du réseau est défaillante. Elle comporte donc de puissants moteurs diesels fonctionnant sur une réserve de fuel-oil, capables de démarrer automatiquement à tout instant pour relayer un réseau défaillant.

Le poste d'évacuation de l'électricité

C'est par lui que le courant électrique, produit par la salle des machines, est évacué vers le réseau national à haute tension. Il comprend donc essentiellement un poste

élévateur de tension composé de plusieurs gros transformateurs. C'est pourquoi on peut le désigner aussi comme poste de transformation. Il est situé à l'extrémité de la salle des machines.

La station de pompage de l'eau

C'est elle qui alimente la centrale en eau de refroidissement pour le 3^e circuit. Elle constitue un bâtiment totalement séparé des autres. Rappelons au passage qu'elle peut éventuellement être accompagnée de tours de réfrigération qui constituent alors les bâtiments les plus imposants de la centrale.

Le bâtiment administratif

C'est un bâtiment ordinaire de bureaux qui regroupe autour du bureau du chef de centrale et de ses collaborateurs l'essentiel des services administratifs.

En plus de ces bâtiments principaux, il y a des bâtiments annexes : bâtiments de production et de stockage d'eau déminéralisée, magasins de stockage, cantine, infirmerie, poste de garde, centre d'information du public...

La disposition de ces derniers bâtiments peut varier en fonction du relief et de la configuration de chaque site. L'illustration choisie est celle du site de Cattenom (Moselle).

Le cœur des réacteurs de 1300 MW

Le cœur est formé de 193 assemblages, placés verticalement cote à cote sur une grille-support située environ au tiers de la hauteur de la cuve et séparée des bords de la cuve pleine d'eau par une paroi métallique cylindrique appelée enveloppe du cœur.

L'eau « froide » entre d'un côté de la cuve par la tubulure d'admission, descend entre la paroi de la cuve et l'enveloppe vers le fond de la cuve, puis remonte au centre, passe par les trous de la grille-support et remonte entre les crayons combustibles où elle reçoit sa chaleur. Finalement elle sort en partie haute par la tubulure de sortie, située en face, qui la dirige vers le générateur de vapeur.

L'eau de refroidissement contient de l'acide borique en solution. Le bore de cet acide est un absorbant neutronique. C'est un moyen commode de démarrage ou d'arrêt du réacteur que d'en faire varier la concentration dans le réacteur. C'est aussi un moyen très sûr d'arrêter le réacteur en cas d'incident que d'injecter une solution concentrée d'acide borique.

Quelques chiffres

Avec 193 assemblages de 264 gaines remplis de pastilles d'uranium ou « crayons », le cœur contient au total 50 962 crayons. A raison de 317 pastilles par gaine, il faut 83 688 pastilles pour remplir un assemblage. Il en faut 16 151 784 pour que le cœur soit entièrement chargé. Les pastilles représentent alors un poids total d'un peu plus de 100 tonnes. Tant qu'elles ne sont pas exposées à la fission, elles ne sont pas radioactives.

La surface totale d'échange des crayons d'uranium avec l'eau circulant dans le cœur est de 6 477 m². Cette vitesse de circulation est de 5,26 mètres par seconde, soit 19 km/h, et le débit d'eau passant entre ces 50 962 crayons est de 17,4 tonnes par seconde.

En fission à pleine puissance, la température au milieu des crayons est de 1 900°C. La température de l'eau à l'entrée dans le réacteur est de 293°C. A la sortie elle est de 330°C.

Implantation generale du site de Cattenom

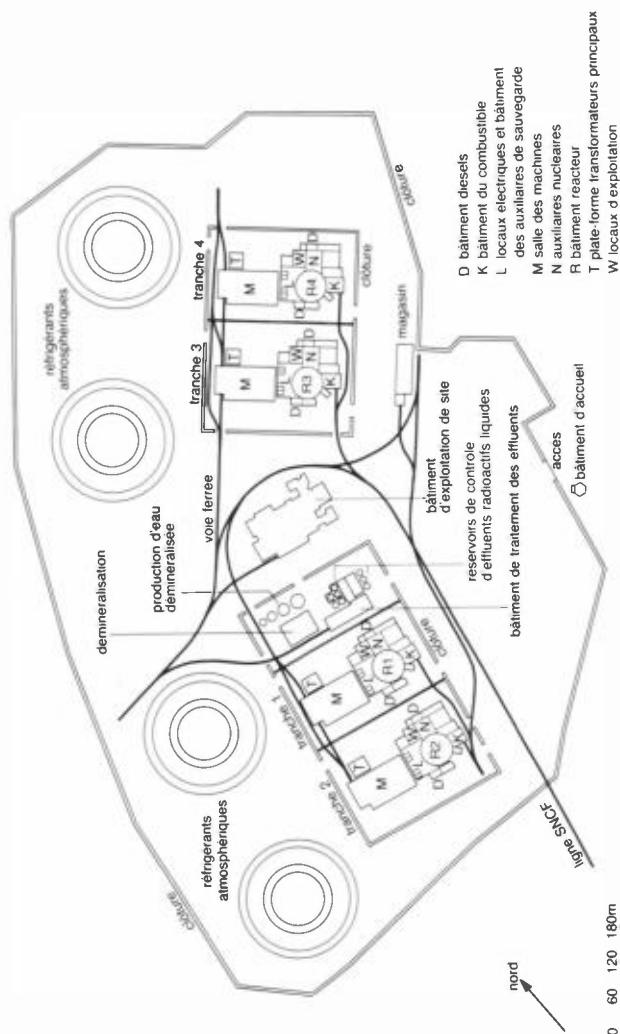


TABLEAU DES CARACTÉRISTIQUES DU PALIER 1300 MW

Puissance thermique nominale	3 817 MW	Générateur de vapeur (suite) Diamètre en partie inférieure Diamètre en partie supérieure Hauteur Pression de la vapeur secondaire Débit de vapeur Température sortie vapeur Température d'entrée de l'eau alimentaire	3,755 m 5,042 m 22,047 m 72 bars 1 923 t/h 291 ^o 3 227 ^o
Puissance électrique brute	1 346 MW		
Puissance électrique nette	1 280 MW		
Puissance maximale thermique de la chaudière	4 117 MW		
Combustible	UO ₂	Groupe turbo-alternateur: Turbine constructeur vitesse débit vapeur à l'admission pression température vide au condenseur (température d'eau de circulation de 15 °) nombre de soutirages bâche dégazante échappements au condenseur Alternateur constructeur puissance apparente nominale tension nominale facteur de puissance réfrigération stator réfrigération rotor	Alsthom (tech. CEM) 1 500 t/mn 7 600 t/h 71 bars 290 ^o 52 m bar 6 1 4 Alsthom 1 650 MVA 20 V 0,9 eau hydrogène
Enrichissement à l'équilibre	3,16 %		
Quantité d'uranium à l'équilibre	118 tonnes		
Nombre d'assemblages de 264 crayons	193		
Hauteur active du cœur	4,267 m	Circuit primaire : Nombre de boucles Pression nominale Débit nominal Température entrée cœur Température sortie cœur	4 155 bars 65 700 t/h 293 ^o 329 ^o
Diamètre extérieur des crayons	9,5 mm		
Epaisseur de la gaine	0,57 mm		
Circuit primaire : Nombre de boucles Pression nominale Débit nominal Température entrée cœur Température sortie cœur	4 155 bars 65 700 t/h 293 ^o 329 ^o	Groupe turbo-alternateur: Turbine constructeur vitesse débit vapeur à l'admission pression température vide au condenseur (température d'eau de circulation de 15 °) nombre de soutirages bâche dégazante échappements au condenseur Alternateur constructeur puissance apparente nominale tension nominale facteur de puissance réfrigération stator réfrigération rotor	Alsthom (tech. CEM) 1 500 t/mn 7 600 t/h 71 bars 290 ^o 52 m bar 6 1 4 Alsthom 1 650 MVA 20 V 0,9 eau hydrogène
Cuve : Diamètre interne Hauteur avec couvercle Epaisseur en partie courante Masse de la cuve du couvercle et des goupions	4,394 m 13,568 m 220 mm 418 t	Enceinte de confinement Diamètre intérieur Hauteur intérieure Epaisseur de l'enceinte en béton précontraint (interne) Epaisseur de l'enceinte en béton armé (externe)	43,80 m 45 m 1,20 m 0,55 m
Générateur de vapeur : Nombre Surface d'échange par GV Nombre de tubes Diamètre des tubes Epaisseur des tubes Epaisseur de la plaque tubulaire	4 6 936 m ² 5 342 19,05 mm 1,09 mm 605 mm		

Le rechargement du cœur s'opère par tiers tous les ans, lors de l'arrêt de révision. La puissance fournie par le réacteur est de 3 800 MW thermiques. La quantité de vapeur produite permet d'obtenir, aux bornes de l'alternateur, 30 millions de kWh électriques par jour (ce qui correspond à la puissance électrique de 1 300 MW).

Chaque tonne de combustible fournit, en régime, environ 250 millions de kWh. Cela revient à dire que chaque gramme d'uranium 235, en raison de sa densité énergétique, fournit à peu près autant d'énergie que 2 tonnes de pétrole.

Les circuits auxiliaires du réacteur

Les principaux sont le circuit de Refroidissement du Réacteur à l'Arrêt (RRA), le circuit de Contrôle Volumétrique et Chimique (RCV) et le circuit d'Injection de Sécurité (RIS).

- **LE RRA**, permet, grâce à des échangeurs de chaleur, de refroidir le cœur du réacteur en l'absence du fonctionnement du circuit secondaire eau-vapeur-eau. Son rôle est double : d'abord permettre son fonctionnement en régime transitoire (c'est-à-dire entre le fonctionnement à pleine charge et l'arrêt total) en début de démarrages et en fin d'arrêt ; il peut aussi jouer ce rôle en cas d'incident ou d'accident.

- **LE RCV**, a pour rôle, d'une part, d'effectuer le remplissage ou la vidange de la cuve et du circuit primaire, grâce à une série de réservoirs ; d'autre part, d'ajuster en permanence, de manière automatique ou sur manœuvre volontaire, la composition chimique de l'eau et notamment sa teneur en bore. Lui aussi intervient en fonctionnement normal ou accidentel.

- **LE RIS**, Contrairement aux deux autres, n'intervient pas en marche normale puisque c'est un circuit de sauvegarde destiné à faire face aux situations d'urgence.

Le détail de ces trois circuits sera examiné plus loin, ainsi que les autres dispositifs annexes. La description de leur fonction suffit en effet pour comprendre les grandes lignes du fonctionnement de la chaudière nucléaire.

Le fonctionnement de la tranche

Chaque tranche, normalement utilisée à sa puissance normale (1300 MW), peut fonctionner à toute charge comprise entre cette puissance et le minimum technique de la chaudière défini comme étant la puissance la plus faible pouvant être produite dans de bonnes conditions de stabilité.

La conduite d'une tranche est effectuée par des équipes de quart à partir d'une salle de commande unique où sont rassemblés les organes de manœuvre (commutateurs et relais) et les moyens d'information nécessaire (voyants lumineux, indicateurs et enregistreurs).

Démarrage et montée en puissance

Lorsque le chargement est terminé, le réacteur se trouve dans un état dit « sous-critique », c'est-à-dire que la réaction en chaîne est bloquée, à la fois par la concentration en bore de l'eau primaire et par la position des grappes de contrôle. La température est inférieure à 60 °C.

La cuve, ouverte, est remplie d'eau jusqu'au niveau du joint de couvercle.

Le circuit de réfrigération à l'arrêt est en service sur un ou deux échangeurs de façon à assurer l'homogénéisation de l'eau primaire, en même temps qu'il règle sa température au-dessous de 60 °C.

Les circuits de refroidissement intermédiaire, de contrôle volumétrique et d'injection de sécurité sont disponibles.

Les sources et les chaînes de protection sont en service. Les chaînes de régulation sont en commande manuelle. Le circuit secondaire est inerte.

Après avoir vidé la piscine, on ferme la cuve et on remplit le circuit primaire au moyen du circuit de contrôle volumétrique et chimique. Simultanément, on alimente en électricité les résistances (dites cannes) chauffantes du pressuriseur.

La pression et la température montent, les pompes sont mises en route, l'objectif étant pour l'instant de chasser l'air du circuit primaire.

La composition de l'eau primaire est ajustée. Notamment, sa teneur en hydrogène, destiné à éliminer l'oxygène libre.

A la fin de cette première phase, la température du circuit primaire est de 100 à 130 °C et la pression est supérieure ou égale à 25 bar.

Sous l'effet du simple fonctionnement des pompes primaires, les températures s'élèvent de 50 °C par heure dans le pressuriseur, et de 28 °C par heure dans les boucles et les tuyauteries. L'écart de température, entre boucles et pressuriseur, reste compris entre 50 et 110 °C, dans le double but d'éviter une vaporisation dans les boucles et de réduire les chocs thermiques sur les tuyauteries de liaison.

A une certaine température, l'eau du pressuriseur bout, et le niveau d'eau baisse. Lorsqu'il atteint le niveau de consigne, la régulation entre en fonctionnement et le pressuriseur contrôle alors le maintien de la pression du circuit primaire.

A la fin de cette deuxième phase, le circuit de réfrigération à l'arrêt est isolé du circuit primaire et les grappes d'arrêt sont remontées (extraites du cœur).

La troisième phase va être celle de la divergence du réacteur.

Après ajustement de la concentration en bore au niveau voulu, les grappes de contrôle sont relevées manuellement. A cet instant précis, la réactivité du système cesse d'être nulle, la réaction en chaîne s'amorce et se maintient ; on dit que le réacteur diverge. Il commence donc à dégager de l'énergie qui, à travers les générateurs de vapeur, est transférée au circuit secondaire, donc à la turbine quand celle-ci est mise en service (4^e phase).

Le courant électrique français est un courant alternatif de fréquence 50 périodes, c'est-à-dire qu'il change de sens 50 fois par seconde. Cela implique que le groupe turbo-alternateur tourne à la vitesse de 1500 tours par minute : c'est cette vitesse qui est appelée synchronisme (sur d'autres modèles d'alternateurs elle peut être du double soit 3000 tours par minute).

L'énergie dégagée par le cœur est augmentée manuellement d'abord, puis en conduite automatique. Le réacteur monte en puissance, la turbine monte en vitesse et, finalement, lorsque le synchronisme est atteint, l'alternateur est couplé au réseau qu'il commence à alimenter en courant électrique.

Régulation de la puissance

Pour respecter cette vitesse de synchronisme, la régulation de la puissance électrique commande la puissance du groupe turbo-alternateur, qui commande lui-même la puissance de la chaudière nucléaire.

La pression est maintenue constante au pressuriseur afin d'éviter tout risque d'ébullition en masse dans le cœur. Les principaux moyens de réglage sont : le chauffage électrique de l'eau du pressuriseur s'il faut accroître la pression du circuit primaire ; l'aspersion de la vapeur stagnant au sommet du pressuriseur s'il faut la faire décroître.

Baisse momentanée de puissance

Si le réseau impose une baisse importante et rapide de la puissance électrique de la centrale, il y a momentanément un excédent de vapeur. S'enclenche alors automatiquement le dispositif de contournement de la turbine, qui envoie directement la vapeur au condenseur. Ceci laisse le temps d'abaisser les barres de pilotage dans le cœur pour rétablir l'équilibre entre la puissance de la chaudière nucléaire et celle de l'alternateur.

Si maintenant la demande du réseau tombe à une puissance inférieure au minimum technique, (voire nulle dans le cas notamment de « perte du réseau »), la centrale va travailler momentanément en régime d'ilotage. C'est-à-dire qu'elle va tourner seulement pour entretenir ses propres auxiliaires, sans produire aucun courant à l'extérieur. La plus grande partie ou la totalité de la vapeur est alors envoyée directement au condenseur. Si pour une raison quelconque la manœuvre était insuffisante ou impossible, la vapeur serait directement envoyée à l'atmosphère par les vannes de décharge.

Arrêts

La charge du groupe alternateur est réduite jusqu'au minimum technique de la chaudière, puis, manuellement, jusqu'à l'annulation. L'alternateur est alors découplé du réseau par ouverture du disjoncteur haute tension et la turbine est ensuite déclenchée. Toute la puissance du réacteur est alors basculée sur le condenseur par le circuit de contournement vapeur de la turbine.

Les grappes de réglage sont abaissées. L'énergie résiduelle des produits de fission accumulés dans le combustible est évacuée à travers les générateurs de vapeur vers le condenseur. La température et la pression du circuit primaire sont sous contrôle automatique, par action du circuit de contrôle volumétrique (RCV) et du pressuriseur.

La puissance du réacteur est ensuite baissée jusqu'à zéro par descente des grappes de réglage, les grappes d'arrêt étant en position haute.

Au bout d'une dizaine d'heures, se produit un phénomène physique auquel on prête la plus grande attention. Au sein du combustible se sont formés des produits de fission parmi lesquels du xénon, dont la décroissance radioactive est rapide. Ce motif de blocage de la réaction en chaîne disparaît donc, et celle-ci risquerait de repartir si l'on ne prenait aucune précaution. En fait, dès l'arrêt du réacteur, on ajuste la concentration en bore en fonction de la date prévue de redémarrage, de manière que, pendant toute la période d'arrêt, le blocage de la réaction soit absolu. Pour l'arrêt définitif, on met hors service tous les circuits primaires sauf le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) qui assure l'extraction de l'énergie résiduelle du cœur qui, par définition, est celle que dégagent, en se désintégrant, les produits de fission qui y sont contenus.

La concentration en bore est maintenue au niveau de consigne. Les niveaux d'eau des générateurs de vapeur sont contrôlés. La température du pressuriseur est maintenue de 50 à 100 °C supérieure à celle du circuit primaire. Tant que la température reste supérieure à 70 °C, une pompe primaire reste en service. A 70 °C, on achève le refroidissement du pressuriseur par aspersion auxiliaire d'eau froide.

La centrale est alors dite « en arrêt à froid » ; pour redémarrer il lui faudra plusieurs heures pour procéder à nouveau à l'ensemble des manœuvres décrites précédemment.

3

L'organisation administrative de la sûreté

La nature des grands réacteurs nucléaires de production d'électricité justifie que les Pouvoirs Publics y portent une attention particulière, imposent des contraintes spécifiques et exercent une surveillance d'une rigueur exceptionnelle, en un mot s'engagent davantage que dans la plupart des autres domaines où ils exercent une mission comparable.

Mais ce sont les constructeurs et les exploitants d'installations nucléaires qui sont pratiquement en mesure de prendre, respectivement pendant la construction et au cours de l'exploitation, les dispositions techniques que la sûreté exige. Aux termes de la réglementation nucléaire, c'est d'ailleurs l'exploitant d'une installation qui peut seul recevoir l'autorisation de créer cette installation – et toutes les autorisations subséquentes – et c'est lui qui est finalement responsable de la sûreté.

L'intervention réglementaire des Pouvoirs Publics dans le domaine de la sûreté s'exerce par trois voies principales et complémentaires :

- un système d'autorisations individuelles, concernant chaque installation après examen technique approfondi des dispositions destinées à en assurer la sûreté ;
- l'élaboration et l'application de règles techniques de caractère général concernant la sûreté ;
- la surveillance.

Rôle des différents organismes

Le Ministère chargé en France des questions de sûreté des installations nucléaires, est le Ministère de l'Industrie, au sein duquel existe un service spécialisé, le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN), créé par décret du 13 mars 1973.

La création du SCSIN a répondu au besoin ressenti en France comme dans d'autres pays industrialisés, de mieux distinguer le rôle de l'Etat en tant que promoteur de l'énergie nucléaire et le rôle des Pouvoirs Publics agissant comme gardiens de la sécurité publique et de l'environnement, rôles distincts mais complémentaires plutôt qu'opposés.

Pour prendre ses décisions, le SCSIN s'appuie sur l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) au sein du CEA. L'IPSN emploie 850 personnes et effectue notamment les analyses de sûreté qui permettent d'évaluer les dispositions présentées par les exploitants d'installations nucléaires.

L'intervention des Pouvoirs Publics ne se limite pas à l'action du Ministère de l'Industrie. Le Ministère de la Santé avec le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI) joue un rôle très important. Les décrets d'autorisa-

tion de création des installations nucléaires de base sont pris sur l'avis conforme du Ministre chargé de la Santé. Ce Ministre est en outre cosignataire des arrêtés d'autorisation de rejets d'effluents radioactifs.

Il faut enfin mentionner la création, par un décret du 4 août 1975, du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire, regroupant, autour du Premier Ministre, tous les Ministres et Secrétaires d'Etat intéressés : Intérieur, Economie et Finances, Défense, Equipement, Agriculture, Environnement, Travail, Santé, Industrie et Transports. Ce Comité est chargé de coordonner « les actions destinées à assurer la protection des personnes et des biens contre les dangers, nuisances ou gênes de toute nature résultant de la création, du fonctionnement et de l'arrêt des installations nucléaires, fixes ou mobiles, ainsi que de la conservation, du transport, de l'utilisation et de la transformation des substances radioactives naturelles ou artificielles ».

Le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires

Aux Pouvoirs Publics, c'est-à-dire au Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) du Ministère de l'Industrie, appartiennent pour ce qui touche à la sûreté nucléaire la définition de la politique générale et sa mise en œuvre, l'organisation et l'animation d'ensemble, l'élaboration et la surveillance de l'application de la réglementation.

Le SCSIN est principalement chargé :

- de mener les procédures d'autorisation relatives aux installations nucléaires de base (autorisation de création, de mise en service, de rejets, etc.) ;
- d'organisation et d'animer la surveillance de ces installations ;
- d'élaborer et de suivre l'application de la réglementation technique générale ;
- d'examiner les problèmes de sûreté posés par le choix des sites ;
- de proposer et d'organiser l'information du public sur la sûreté nucléaire.

Il recueille toutes informations utiles sur les problèmes de sûreté nucléaire et les mesures prises en France et à l'étranger afin d'être à même de préparer et de proposer, en ce domaine, les positions françaises dans les discussions avec les Gouvernements ou les Administrations des pays étrangers.

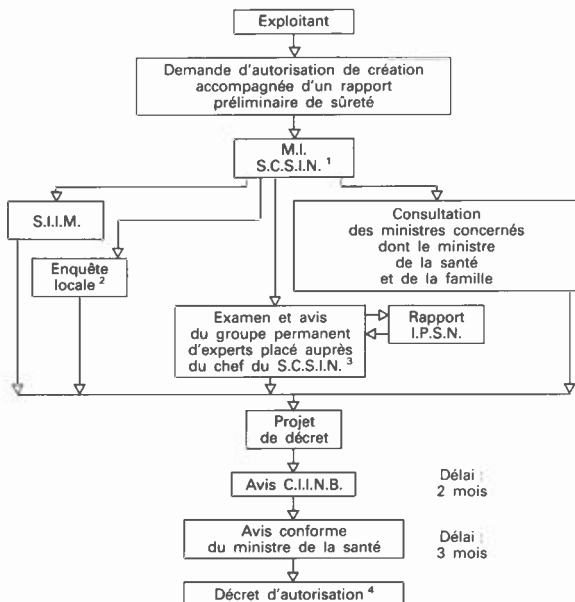
Une décision du Ministre chargé de l'Industrie, en date du 27 mars 1973, modifiée par une décision du 17 décembre 1976, a institué auprès du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires des groupes permanents, formés d'experts et de représentants de l'Administration, chargés d'étudier les problèmes techniques que posent, en matière de sûreté, la création, la mise en service, le fonctionnement et l'arrêt des installations nucléaires. Un premier groupe traite des problèmes relatifs aux autres installations nucléaires de base.

Les groupes permanents et notamment celui relatif aux centrales nucléaires sont obligatoirement consultés, par le chef du SCSIN, sur la sûreté de chaque installation nucléaire de base relevant du domaine d'activité qui leur est confié. A ce titre, ils examinent les rapports préliminaires, provisoires et définitifs de sûreté de ces installations nucléaires de base.

A l'issue des travaux relatifs à un dossier déterminé – qui fait l'objet d'une analyse par l'IPSN qui fait fonction de rapporteur –, ils émettent un avis, assorti de propositions de prescriptions techniques.

Ce groupe permanent joue donc un rôle essentiel dans l'appréciation de la sûreté des centrales nucléaires.

Procédure d'autorisation de création des installations nucléaires de base



- M.I. : Ministère de l'Industrie.
 S.C.S.I.N. : Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires.
 S.I.I.M. : Service de l'Industrie et des Mines.
 C.I.I.N.B. : Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base.
 I.P.S.N. : Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire.

REMARQUES

1. Le S.C.S.I.N. est chargé de mener toutes les actions décrites dans le schéma ci-contre.

2. Dans le cas où une enquête a déjà été effectuée dans le cadre de l'instruction d'une demande de déclaration d'utilité publique (ce qui est le cas général pour les centrales E.D.F.), celle-ci tient lieu d'enquête locale. L'enquête locale dure généralement un mois en dehors de ce cas.

3. Les groupes permanents d'experts sont prévus et sont consultés selon la

nature des installations (réacteurs, autres installations).

L'examen de la sûreté de l'installation projetée a une durée très variable selon l'installation concernée ; pour les réacteurs d'E.D.F., cette durée varie approximativement entre six et dix-huit mois selon la nouveauté du projet par rapport à des projets déjà examinés par le Groupe Permanent.

4. En plus du décret d'autorisation de création, le M.I. peut notifier des recommandations.

Les procédures

Aux termes du décret modifié du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires, les installations nucléaires dites de base, c'est-à-dire les plus importantes, dont font partie les centrales de 1 300 MW, ne peuvent être créées qu'après une autorisation donnée par décret.

La demande d'autorisation est adressée au Ministre chargé de l'Industrie, qui consulte différents ministres ; elle fait l'objet d'une enquête locale. La demande est accompagnée d'un rapport préliminaire de sûreté décrivant les dispositions projetées par l'exploitant pour assurer la sûreté de l'installation et justifiant ces dispositions. Ce rapport préliminaire de sûreté fait l'objet d'un examen technique approfondi par l'administration et ses appuis techniques, examen qui peut durer de 6 à 8 mois.

Au terme de cet examen, un projet de décret est élaboré, soumis à l'avis d'une commission interministérielle, et doit recevoir l'avis conforme du Ministre de la Santé avant d'être signé par le Ministre de l'Industrie puis par le Premier Ministre.

Ce décret fixe les caractéristiques de l'installation ainsi que les prescriptions particulières auxquelles doit se conformer l'exploitant. Il fixe également les modalités de la procédure ultérieure. Celle-ci comporte généralement deux étapes principales :

- Six mois avant le début des essais de démarrage de l'installation, l'exploitant doit adresser au Ministre chargé de l'Industrie un rapport provisoire de sûreté, accompagné de règles générales provisoires d'exploitation. Ces documents font l'objet d'un examen technique approfondi par l'administration et ses appuis techniques au terme duquel le Ministre chargé de l'Industrie autorise le début du fonctionnement de l'installation, aux conditions qu'il fixe.

- Avant de procéder à ce qu'on appelle la mise en exploitation normale de l'installation, l'exploitant doit enfin adresser un rapport définitif de sûreté, accompagné d'une révision des règles générales d'exploitation, qui font l'objet d'un examen et d'une autorisation de même nature.

La sûreté nucléaire repose ainsi sur des procédures, c'est-à-dire des engagements écrits de l'exploitant examinés avec la plus grande rigueur par l'administration.

La réglementation des installations nucléaires prévoit que les installations nucléaires de base soient soumises à une surveillance spécifique assurée par les inspecteurs des installations nucléaires de base, indépendamment des autres contrôles prévus par les textes en vigueur.

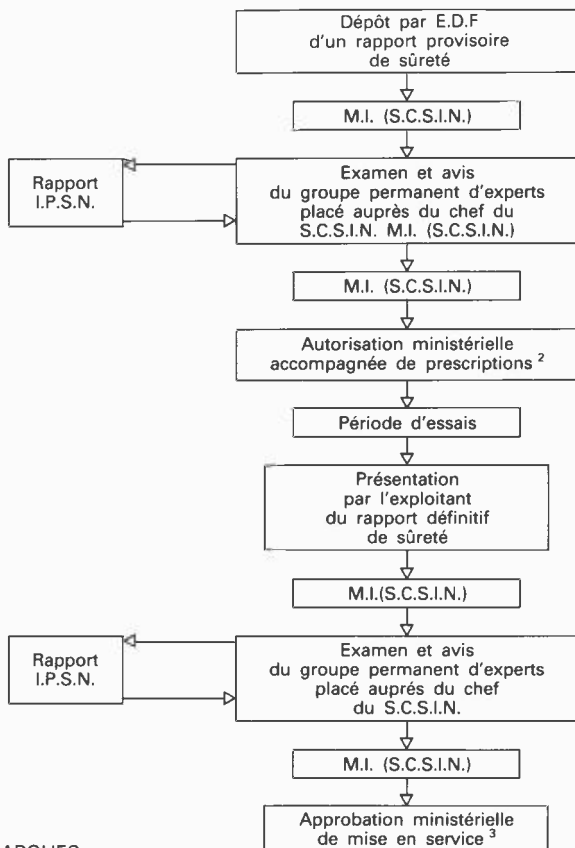
Ces inspecteurs des installations nucléaires de base sont explicitement chargés de surveiller l'application de la réglementation et notamment des prescriptions techniques contenues dans les décrets d'autorisation de création et dans les autorisations ou approbations délivrées par le Ministre de l'Industrie.

Par ailleurs et de façon générale, l'exploitant est responsable de la tenue de ses engagements, lesquels figurent prudemment dans les documents présentés dans le cadre des procédures d'autorisation, mais cette responsabilité s'exerce sous le contrôle de l'administration. Ce contrôle est effectué par les inspecteurs des installations nucléaires de base.

La surveillance s'exerce à tous les stades de la conception, de la construction ou de l'exploitation des installations par des visites dans les bureaux d'études, les usines, les chantiers ou les installations en fonctionnement.

Ces visites de surveillance peuvent être inopinées ou non. Les inspecteurs ont des facultés d'investigation très étendues mais n'ont pas celles de faire des injonctions à l'exploitant : ils rendent compte au Service Central de Sûreté des Installations

Procédure conduisant à l'autorisation de mise en service des centrales nucléaires



REMARQUES

1. Cette demande doit être déposée au moins six mois avant le chargement.

2. Pour les réacteurs à eau, la mise en service de l'appareil à pression est subordonnée à la délivrance du procès-verbal après épreuve du circuit primaire.

3. Au sens de l'article 5 du décret du 11 décembre 1963.

Cette approbation doit intervenir dans un délai fixé par le décret d'autorisation de création.
L'approbation est donnée par le Ministre de l'Industrie.

Nucléaires, lequel donne aux constatations des inspecteurs les suites réglementaires appropriées.

Sur certains sujets fondamentaux, les Pouvoirs Publics peuvent définir à priori le cadre dans lequel s'exercent les responsabilités de l'exploitant. Il s'agit là de prescriptions réglementaires de portée générale, prises par voie d'arrêté par le Ministre de l'Industrie.

Il faut citer essentiellement à ce sujet l'arrêté et la circulaire du 26 février 1974, portant application de la réglementation des appareils à pression au circuit primaire principal des chaudières nucléaires à eau. La sécurité de ces composants chaudronnés des réacteurs PWR – que construit en pratique la société Framatome – doit être particulièrement élevée car ils constituent une barrière essentielle contre la diffusion des produits radioactifs en cas de défaillance des éléments combustibles. La sécurité de ce circuit pose des problèmes particuliers qui justifient l'application d'un règlement spécifique, distinct des autres règlements existants sur les appareils à pression, et à maints égards plus détaillé que ces derniers.

4

La radioprotection principe et réglementation

La protection de l'homme et de l'environnement contre l'élévation de la radioactivité qui pourrait provenir de l'industrie nucléaire est, en France, assurée par un service technique national spécialisé, le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI), rattaché aux Ministères de la Santé et du Travail, et totalement indépendant des impératifs de production. Le SCPRI est investi de compétences réglementaires précises et étendues qui constituent le garant d'un contrôle de haute qualité donc une sécurité exceptionnelle pour les travailleurs et pour la population. Ce service dirigé par des médecins biophysiciens, a un effectif de 150 spécialistes de radiochimie, radiophysique, informatique, etc., et dispose de 5 000 m² de laboratoires comportant un équipement très avancé. Il possède son propre réseau de prélèvements qui couvre le territoire français, ses propres laboratoires d'analyses, et il prépare la réglementation de radioprotection.

A noter que le SCPRI a été désigné par l'Organisation Mondiale de la Santé comme Centre International de Référence pour la radioactivité. A ce titre, il coopère depuis plusieurs années avec les laboratoires de radioprotection de plus de vingt pays avancés dans la technique nucléaire.

La radioprotection

La réglementation française établit une distinction claire et fondamentale entre la radioprotection et la sûreté nucléaire.

La radioprotection concerne la santé de l'homme : c'est par conséquent la responsabilité exclusive des médecins radiohygiénistes et radiopathologistes,

La sûreté nucléaire concerne les dispositions techniques de la machine (par exemple du réacteur) : c'est la responsabilité des ingénieurs.

Le but de toute action d'hygiène publique étant la sauvegarde de la santé des individus, c'est aux services médicaux spécialisés de la Santé Publique qu'il appartient de déterminer les conditions auxquelles doit être soumise l'industrie nucléaire pour qu'aucune atteinte ne soit portée à la santé de l'homme. La radioprotection détermine donc les obligations de résultats de la sûreté nucléaire, et à aucun moment ne doit être perdu de vue le principe fondamental que la responsabilité dernière est d'ordre médical. C'est un principe essentiel, aussi bien pour la protection de la santé de la population que de celle des travailleurs de l'industrie nucléaire. La Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR), l'Organisation Mondiale de la Santé (OMS), et le Comité Scientifique des Nations Unies insistent particulièrement sur cette nécessité. Car la santé de l'homme passe avant la production d'énergie, et c'est pourquoi les autorités de Santé Publique jouent un rôle décisif en matière de surveillance de l'industrie nucléaire.

Tel est aussi, en France, le fondement de l'avis conforme (véritable droit de veto) exprimé par le seul Ministère de la Santé pour l'autorisation de création des installations nucléaires et de leur rejets.

Les rejets radioactifs : principes de leur réglementation

Lorsqu'une centrale électronucléaire est autorisée à entrer en fonctionnement, l'exploitant doit disposer sur place de tous les moyens lui permettant de vérifier lui-même, dès l'origine, que ses rejets radioactifs respectent effectivement les limites fixées par la Santé Publique en toutes circonstances. Il est en effet indispensable qu'il contrôle en permanence les conséquences de ses activités, qu'il soit pleinement conscient de leur importance exacte afin de pouvoir, si nécessaire, alerter à temps les autorités de contrôle (sans préjuger des initiatives de ces dernières), et prendre à tout moment les dispositions nécessaires pour maintenir ces rejets dans les limites fixées. Mais dans tous les cas, l'exploitant doit prendre les dispositions permettant d'étaler les rejets liquides ou gazeux de la centrale en vue de leur dilution la plus grande possible, et les activités maximales fixées ne doivent être considérées que comme des limites extrêmes au-dessous desquelles on devra toujours se tenir aussi bas que possible.

La réglementation française oblige l'exploitant, sous sa propre responsabilité, à tenir constamment à jour l'inventaire détaillé de tous ses rejets, avec leur composition, à la disposition des autorités de la Santé Publique auxquelles il doit rendre compte mensuellement. Mais ses résultats ne peuvent être validés que par les contrôles que le SCPRI effectue à tout moment de son côté.

La réglementation française des rejets radioactifs est naturellement fondée sur les recommandations de la CIPR qui a défini les CMA des différents radioéléments dans l'eau potable et dans l'air, limites qui ne doivent pas être atteintes. Elle a d'autre part, en dessous de ces limites, défini le principe de niveaux d'enregistrement (recording levels), en précisant que, jusqu'à ces niveaux, les résultats de mesures doivent être enregistrés et conservés comme éventuellement significatifs pour l'hygiène publique. En dessous de ces niveaux, elle considère par contre que la mesure de la radioactivité n'a plus de signification sur le plan de l'hygiène publique.

Le principe essentiel appliqué en France est qu'en matière de protection de l'hygiène publique, ce qui compte avant tout est de déterminer avec exactitude le niveau effectif des polluants qui sortent des émissaires de rejets. En effet, après qu'une substance éventuellement nocive a été relâchée dans l'environnement, il est toujours beaucoup plus difficile de l'y retrouver pour en mesurer et combattre les effets. Pour le contrôle de santé publique, qui doit être permanent et rigoureux, l'essentiel est donc de faire respecter dès le rejet les concentrations maximales autorisées, leur bonne dilution dans le milieu récepteur, et de veiller au strict respect des quantités maximales autorisées annuellement. Cela implique donc aussi la connaissance exacte de la composition de l'effluent avant son rejet.

Ces concentrations maximales ont, dès l'origine, été établies par la CIPR pour que, dans les hypothèses les plus pessimistes, elles ne puissent en aucun cas entraîner, pour la population et les travailleurs, de doses supérieures aux limites qu'elle a elle-même établies comme pouvant être reçues par l'homme sans aucun dommage pour sa santé, même s'il y était confronté la vie entière. Par conséquent, si les rejets respectent dès l'émission les limites fixées par la CIPR, l'on sait a priori que l'homme ne peut jamais courir aucun risque significatif du point de vue de l'hygiène publique.

Il n'existe aucun autre exemple, à risque équivalent, en toxicologie, de dispositions

aussi prudentes et, en regard de cette sévérité, les évaluations de doses n'ont qu'un intérêt académique, car elles sont toujours sujettes à discussions puisqu'elles ne sont fondées que sur des modèles et des déductions purement théoriques, et qu'il est impossible d'en confirmer la réalité sur le terrain parce qu'elles sont beaucoup trop faibles pour pouvoir être mesurées, voir seulement détectées.

La réglementation des rejets

Dès l'origine, le décret d'autorisation de création de toute installation nucléaire de base est pris sur avis conforme du Ministre de la Santé (décret du 11 décembre 1963) qui s'appuie sur l'avis technique de son service spécialisé, le SCPRI. Cet avis conforme (veto éventuel) du seul Ministre de la Santé, garantit au public que la décision finale revient uniquement à une autorité qui n'est jamais juge et partie en ce qui concerne la sauvegarde de l'homme.

Le développement de son programme électronucléaire a conduit la France à mettre au point un dispositif très strict de radioprotection. Ses réacteurs sont tous standardisés, notamment pour ce qui concerne les installations de stockage, traitement et évacuation des effluents radioactifs.

Les dispositions réglementaires très contraignantes appliquées aux rejets radioactifs sont pour l'essentiel les suivantes :

Procédure d'autorisation de rejets radioactifs

Les décrets des 6 novembre 1974 (rejets gazeux des installations nucléaires de base) et 31 décembre 1974 (rejets liquides) et leurs arrêtés généraux d'application du 10 août 1976 fixent les conditions des études préalables, de l'enquête publique et de l'autorisation des rejets radioactifs. À noter en particulier qu'aux termes de cette réglementation, c'est le directeur de chaque installation nucléaire de base qui est désigné comme directement responsable vis-à-vis du SCPRI. La réglementation veille ainsi à le rendre conscient et responsable, sans intermédiaire entre lui et la Santé Publique des éventuelles pollutions dues à son installation.

À partir de ces textes généraux, sont ensuite promulgués les arrêtés d'autorisation de rejets particuliers à chaque centrale, fixant les limites annuelles des activités rejetées, les activités volumétriques maximales après dilution dans le milieu récepteur, les conditions de rejet, les contrôles imposés à l'exploitant, et ses relations et obligations vis-à-vis du SCPRI. Ces limites fixées dans chaque arrêté particulier sont toujours nettement inférieures (en général de l'ordre du quart) à celles des arrêtés généraux.

Dans les études préliminaires prévues par la réglementation, les mesures préalables dites de « point zéro » ont pour but essentiel de déterminer le niveau de la radioactivité et de la radioexposition dans l'environnement avant la mise en route de la centrale. Les informations fournies par ces études préliminaires, effectuées par l'exploitant en vue de ses demandes d'autorisation de rejet d'effluents radioactifs, doivent être de nature à permettre une évaluation de cette exposition par les services compétents de la Santé Publique. Ces études, destinées au SCPRI qui évalue l'impact réel de l'installation sur le plan de l'hygiène publique, pour en informer le Ministre de la Santé, portent notamment sur les eaux de boisson, les eaux souterraines, l'eau de pluie, les poussières atmosphériques, la production agricole (lait, céréales, etc.), le sol, le rayonnement gamma ambiant, les eaux de rivière, les sédiments, la faune et la flore aquatiques.

L'obligation du traitement des effluents avant rejet, ainsi que leur étalement obligatoire dans le temps ont pour but non seulement d'assurer que les limites réglementaires ne soient pas dépassées, mais aussi de respecter, en plus de la limitation, la recommandation d'optimisation de la CIPR, inscrite depuis 1966 dans la réglementation française, selon laquelle l'exposition aux rayonnements ionisants et la radioactivité doivent, dans la limite des maxima fixés, être toujours maintenues aussi réduites que possible.

Conditions imposées pour les rejets liquides des centrales PWR¹

Les activités annuelles des rejets autorisés par réacteur de 1 300 MWe, ne peuvent en aucun cas dépasser 2 TBq (50 Ci) pour l'ensemble des radionuclides autres que le tritium, et 100 TBq (2700 Ci) pour le tritium. La réglementation française complète ainsi les recommandations de la CIPR en vue de leurs applications pratiques, par une notion tout à fait fondamentale indispensable en hygiène publique, qui est celle de flux maximal de pollution autorisé. Ces rejets ne doivent en aucun cas ajouter d'émetteurs alpha à l'environnement.

De plus, en aucun point du bassin fluvial la radioactivité surajoutée par toutes les centrales qu'il comporte, quel qu'en soit le nombre, ne peut en valeur moyenne trimestrielle dépasser 4 Bq (100 pCi) par litre pour l'ensemble des radionuclides autres que le tritium et 1,5 kBq (45 nCi) par litre pour le tritium.

Aucun rejet liquide n'est autorisé sans analyse préalable : tous les effluents liquides des circuits primaire, secondaire et les eaux d'exhaure (condensation) doivent obligatoirement être stockés, analysés et traités s'il y a lieu avant rejet. Les facteurs de décontamination des traitements sont très élevés, bien supérieurs à ceux que l'on réalise pour les polluants non radioactifs.

Des réservoirs de stockage sont imposés (figure page 83)

- Réservoirs de rejet d'effluents radioactifs (réservoirs T), installés en aval de la station de traitement des effluents d'une capacité minimale de 2 250 m³ pour 2 réacteurs de 1 300 MWe.
- Réservoirs de santé (réservoirs S), exclusivement réservés à d'éventuelles situations d'urgence, d'une capacité minimale de 1 500 m³ pour 2 réacteurs de 1 300 MWe.
- Réservoirs dits d'eaux d'exhaure (réservoirs Ex) qui collectent avant contrôle toutes les eaux de condensation des salles de machines susceptibles d'être parfois légèrement radioactives, d'une capacité minimale de 2 250 m³ pour 2 réacteurs de 1 300 MWe.

Tous ces réservoirs (T, S et Ex) sont obligatoires ; ils sont identifiés et numérotés dans les arrêtés d'autorisation de rejet particuliers à chaque centrale. Outre qu'ils garantissent le contrôle des rejets, qui ne peuvent en aucun cas être opérés si l'activité de l'effluent n'est connue et conforme aux limites fixées dans l'arrêté d'autorisation, ils permettent la meilleure répartition dans le temps et une meilleure

1. Les unités utilisées dans ce paragraphe sont le Becquerel (Bq) et ses multiples :

- le terabecquerel (TBq) -10^{12} Bq,
- le gigabecquerel (GBq) -10^9 Bq,
- le kilobecquerel (Bq) -10^3 Bq.

Entre parenthèses, sont indiquées les équivalences dans les anciennes unités :

- curie (Ci), picocurie (pCi) -10^{-12} Ci,
- nanocurie (nCi) -10^{-9} Ci, millicurie (mCi) -10^{-3} Ci,

adaptation au régime des eaux réceptrices en même temps que le respect du principe de l'étalement maximum. (Rappelons à ce sujet que deux concentrations ne s'ajoutent pas. En particulier, si la CMA est respectée dans le fleuve principal et dans un affluent comportant, lui aussi, une centrale nucléaire, cette CMA sera automatiquement respectée après le confluent).

L'exploitant doit prendre les dispositions nécessaires pour qu'il soit impossible de rejeter les effluents liquides de plus d'un réservoir à la fois pour l'ensemble du site nucléaire.

Conditions imposées pour les rejets gazeux des centrales PWR

Par réacteur de 1 300 MWe, l'activité maximale annuelle rejetée dans l'atmosphère ne peut dépasser : 250 GBq (6 000 mCi) pour les aérosols et halogènes, 4 000 TBq (100 000 Ci) pour les gaz. Ces rejets ne doivent en aucun cas ajouter d'émetteurs alpha à l'environnement. Des réservoirs de stockage de gaz d'une capacité totale minimale de 1 500 normomètres cubes (réservoirs RS) sont obligatoires pour chaque réacteur (figure page 91).

Les rejets gazeux non contrôlés sont interdits. Tout rejet doit faire l'objet d'un enregistrement permanent de la radioactivité à la cheminée et d'analyses précises de ses constituants. Tous les effluents gazeux doivent être filtrés avant rejet.

Comme pour les effluents liquides, l'exploitant doit prendre les dispositions nécessaires pour qu'il soit impossible de rejeter les effluents gazeux de plus d'un réservoir à la fois pour l'ensemble du site nucléaire.

Au cas où le SCPRI constaterait sur place ou dans ses laboratoires une infraction caractérisée aux conditions fixées par la réglementation des rejets d'effluents, il en informerait immédiatement le Ministre de la Santé et le Ministre de l'Industrie afin qu'ils prennent les dispositions qui ressortissent à leurs responsabilités respectives. Il en est d'ailleurs de même vis-à-vis du Ministre du Travail en cas d'infraction à la réglementation de la radioprotection des travailleurs.

Bilan mensuel des rejets :

Il permet d'évaluer la marge restant à l'exploitant par rapport aux limites annuelles autorisées. Ces résultats sont de même consignés dans des registres dont les pages mensuelles dûment signées par le Chef de la centrale sont transmises chaque mois au SCPRI et font foi au regard de la réglementation. La validité des mesures faites à la centrale est confirmée par des contrôles périodiques des appareils de mesure à partir de sources-étalons fournies par le SCPRI, en vue des analyses comparées qu'il organise, et par les contrôles inopinés du SCPRI sur le site.

Quels sont les rejets effectivement autorisés par arrêtés pour chaque installation ?

En fait, les activités annuelles maximales autorisées par arrêté, pour chaque installation particulière, sont beaucoup plus basses que les maxima définis dans les arrêtés généraux du 10 août 1976. En voici quelques exemples :

Bugey : pour 4 réacteurs PWR de 900 MWe et 1 réacteur Graphite-Gaz de 540 MWe :

rejets liquides :			
• hors tritium	55	curies	(2 TBq)
• en tritium	5 000	curies	(190 TBq)
rejets gazeux :			
• gaz	70 000	curies	(2 600 TBq)
• aérosols (+ halogènes)	3	curies	(110 GBq)

Gravelines : pour 4 réacteurs de 900 MWe :

rejets liquides :			
• hors tritium	40	curies	(1,5 TBq)
• en tritium	3 000	curies	(110 TBq)
rejets gazeux :			
• gaz	60 000	curies	(2 300 TBq)
• aérosols (+ halogènes)	2	curies	(75 GBq)

Dampierre : pour réacteurs de 900 MWe :

rejets liquides :			
• hors tritium	40	curies	(1,5 TBq)
• en tritium	3 000	curies	(110 TBq)
rejets gazeux :			
• gaz	60 000	curies	(2 300 TBq)
• aérosols (+ halogènes)	2	curies	(75 GBq) etc.

On voit ainsi que, d'une manière générale, les contingents annuels maximaux alloués par les arrêtés particuliers à chaque centrale sont, par réacteur de 1 000 MWe, inférieurs au quart des limites fixées par les arrêtés généraux du 10 août 1976 précédemment cités.

Moyens de surveillance propres aux centrales

De très nombreuses dispositions propres à Electricité de France sont prises notamment par l'exploitant. C'est ainsi qu'au sein d'une tranche et pour assurer en permanence la sécurité du personnel, les locaux sont répartis en diverses zones dont l'accès est libre, ou au contraire contrôlé.

Classification des différentes zones d'une centrale nucléaire			
Différentes zones	Autorisation d'accès	Débit équivalent de dose	Nature du lieu
Zone non contrôlée	Zone d'accès libre	Inférieur à 0,5 rem/an	Extérieur du site
	Zone d'accès gardienné	Inférieur à 0,75 mrem/h	Intérieur du site
Zone contrôlée	Zone d'accès permanent	Infér. à 2,5 mrem/h	Zone verte
	Zone d'accès réglementé	de 2,5 à 200 mrem/h	Zone jaune
	Zone d'accès exceptionnel	de 200 mrem/h à 10 rem/h Supér. à 10 rem/h	Zone orange Zone rouge

Le laboratoire de radioprotection de l'installation nucléaire doit comporter deux parties nettement séparées et indépendantes des autres laboratoires, l'une pour l'analyse des effluents, et l'autre pour celle des prélèvements de l'environnement et doit être exclusivement affecté aux mesures réglementaires prescrites dans les arrêtés d'autorisation. L'équipement de ce laboratoire ainsi que les techniques de prélèvements et d'analyses, sont fixés par le SCPRI.

Chaque centrale nucléaire de puissance doit disposer, pour chaque couple de réacteurs, d'au moins un technicien qualifié en radioanalyse. La formation préalable de ce personnel comporte obligatoirement un stage dans les laboratoires du SCPRI.

Les appareils de mesure utilisés pour tous les contrôles imposés à l'exploitant sont définis et standardisés par le SCPRI et doivent faire l'objet d'une maintenance rigoureuse au moins mensuelle dont le compte-rendu, tenu à tout instant à la disposition du SCPRI, doit figurer dans les registres de contrôle décrits ci-dessus. Les appareils à simple seuil d'alarme ne sont pas autorisés.

Le SCPRI fournit périodiquement au chef de la centrale les étalons nécessaires pour assurer le fonctionnement correct des appareils de mesure. Il peut organiser périodiquement des intercomparaisons avec le laboratoire d'analyses de la centrale et, s'il le juge nécessaire, demander au chef de centrale d'effectuer des prélèvements et des analyses supplémentaires, notamment en cas de situation anormale.

Surveillance permanente exercée par le SCPRI

Indépendamment des contrôles exigés de l'exploitant, le SCPRI effectue de son côté, à l'intérieur comme à l'extérieur du site, tous les contrôles réguliers et inopinés qu'il juge nécessaires en faisant appel, le cas échéant, au Service Départemental de Santé intéressé ou au Service du Contrôle Sanitaire aux Frontières.

Les inspecteurs commissionnés du SCPRI sont habilités à pénétrer à tout moment dans toute centrale nucléaire de puissance pour y contrôler en particulier la mise à jour des registres réglementaires et les conditions effectives des rejets.

En plus des échantillons systématiques d'effluents décrits précédemment, le chef de la centrale transmet également au SCPRI, selon un protocole très précis, des prélèvements périodiques de l'environnement et, en cas de situation anormale, tout prélèvement supplémentaire d'effluent ou d'environnement demandé par le SCPRI, qui effectue de son côté ses propres prélèvements et mesures (poussières, pluies, végétaux, lait, eaux souterraines, eaux de rivières, etc., au total plus de 50 000 prélèvements par an pour l'ensemble du pays, soit plus de 200 000 mesures).

La permanence de la radioprotection dans les centrales nucléaires est réglementairement assurée 24 heures sur 24 par un ingénieur compétent en radioprotection, y compris les jours chômés et jour de fêtes, et le SCPRI est informé immédiatement de tout incident de fonctionnement des installations.

L'installation doit enfin disposer de deux camionnettes-laboratoire, en état d'intervenir à tout moment pour effectuer, quelles que soient les circonstances, toutes mesures dans l'environnement jugées utiles par le SCPRI.

Le SCPRI contrôle les différents sites nucléaires français depuis plus de vingt ans.

Au cours des deux dernières décennies, les effluents des centres nucléaires n'ont jamais représenté qu'une faible fraction des limites définies par la CIPR et la réglementation française.

En revanche, ces limites ont été fréquemment approchées dans tous les fleuves français, comportant ou non des installations nucléaires de base, par suite des retombées radioactives consécutives aux tests atmosphériques militaires notamment de 1961 à 1963. La radioactivité des retombées mondiales datant de cette époque est, aujourd'hui encore, suffisamment élevée pour gêner parfois les mesures de contrôle des sites nucléaires. Plus récemment, après les tests atmosphériques d'Extrême-Orient, des pointes d'activités 10 à 100 fois plus élevées que ce que l'on observe auprès des sites nucléaires ont été notées en 1980.

5

Méthodes et techniques de la sûreté nucléaire

L'utilisation de la réaction de fission en chaîne, afin d'obtenir de l'énergie à l'échelle industrielle, impose des précautions pour maîtriser les réactions nucléaires : tel est l'objet de la sûreté nucléaire.

La sûreté consiste en un ensemble de dispositions techniques prises à tous les stades de la conception, de la construction, de la mise en service et de l'exploitation de la centrale nucléaire, afin d'assurer un fonctionnement normal, de prévenir les accidents et, le cas échéant, d'en limiter les conséquences.

Ainsi, la sûreté se propose deux buts :

La prévention des accidents

Réduire, dans toute la mesure du possible, la fréquence des incidents d'origine interne aux installations nucléaires ; incidents pouvant dégénérer en accidents si des mesures appropriées ne sont pas prévues.

La limitation de leurs conséquences

Si ces incidents ou accidents venaient, malgré les précautions, à se produire : en limiter les conséquences ; cela qu'ils soient d'origine interne ou externe, c'est-à-dire qu'ils proviennent de l'environnement naturel ou des activités humaines dans le voisinage du site.

En pratique, la sûreté s'oriente schématiquement dans deux grandes directions.

S'assurer que le matériel utilisé est et reste d'excellente qualité

Cela conduit à définir des cahiers des charges très précis destinés aux constructeurs et à l'exploitant, tout spécialement grâce à la méthode dite de « l'assurance de la qualité », inspirée des pratiques des industries aéronautique et spatiale.

Examiner de manière critique les dispositions de sûreté envisagées

C'est le rôle de l'analyse de sûreté. Dans ces analyses les experts posent en permanence des questions du genre « que se passerait-il si... ? » Et les ingénieurs doivent montrer qu'à tout moment la sûreté est assurée.

La qualité du matériel

D'une manière générale, les différents matériels entrant dans la composition de la centrale doivent être conçus, fabriqués et essayés en tenant compte :

- non seulement des conditions d'exploitation en fonctionnement normal ;
- mais encore dans le cas d'incidents ou d'accidents répertoriés comme plus ou moins graves, selon le rôle qu'ils ont à jouer dans le maintien de la sûreté générale de la tranche.

Classification des situations de fonctionnement (normales, incidentes ou accidentelles)

La catégorie 1 (normale) correspond à toutes les situations normales de fonctionnement et d'exploitation de la tranche, y compris les transitoires pour passer d'une situation normale à une autre.

Lorsque les limites de fonctionnement autorisées en situation de catégorie 1 sont atteintes (pression, température, débit, niveau d'eau, puissance nucléaire, etc.), les chaînes de sécurité interviennent automatiquement pour arrêter le réacteur et amener la tranche en position d'arrêt sûr.

La catégorie 2 (incidents de fréquence modérée) correspond aux situations qui apparaissent dès que les limites de sécurité de la catégorie 1 sont franchies et pour lesquelles aucune détérioration n'intervient aussi bien sur les assemblages combustibles que sur les barrières. Il ne résulte des situations de catégorie 2 aucun relâchement de substances radioactives par le combustible et donc aucune conséquence radiologique significative à l'extérieur de la tranche.

Dès l'apparition d'une situation de catégorie 2 le réacteur est arrêté et la tranche est amenée en position d'arrêt sûr.

À la suite d'un incident de catégorie 2 la tranche peut être remise en service, après avoir éliminé le défaut qui a été à l'origine de cette situation.

Il est admis que les situations de catégorie 2 peuvent apparaître en moyenne une fois par an.

La catégorie 3 (accidents de faible probabilité) correspond aux situations qui apparaissent dès que les limites de sécurité de la catégorie 2 sont franchies et qui peuvent entraîner d'éventuelles détériorations du gainage du combustible. Les rejets d'effluents radioactifs possibles à la suite de ces accidents demeurent faibles.

Dès l'apparition d'un accident de catégorie 3, le réacteur est arrêté et la tranche est amenée en position d'arrêt sûr.

Il est admis que les accidents de catégorie 3 peuvent apparaître une fois dans la vie d'une tranche.

La catégorie 4 (accidents hypothétiques) englobe un ensemble de situations enveloppes qui ont été prises en considération pour le dimensionnement des circuits de sauvegarde — dont le rôle est de limiter les conséquences radiologiques de ces accidents hypothétiques dans l'environnement de la centrale —. Le caractère hypothétique de ces accidents repose sur leur faible probabilité d'occurrence durant la vie de la tranche.

Les chaînes de sécurité qui détectent les situations accidentelles provoquent l'arrêt d'urgence du réacteur et mettent en service les systèmes de sauvegarde. La tranche est conçue pour permettre le fonctionnement des fonctions de sauvegarde en toutes circonstances, même en cas de séisme et en l'absence des alimentations électriques externes de la tranche.

Mesures concernant la conception des matériels

La première étape

Elle consiste à définir et à classer les événements, incidents ou accidents, d'origine interne ou externe à l'installation, qui peuvent survenir. Ceci permet ensuite de définir le rôle de chaque ensemble de matériels (système), ou de chaque matériel, devant intervenir dans chaque situation d'une part ; de juger son importance du point de vue de la sûreté d'autre part.

Un classement de toutes les grandes familles de situations a été adopté. Chaque catégorie regroupe des situations, conséquences d'événements, caractérisées à la fois par la gravité de leurs effets et par leur fréquence d'apparition. (voir encadré).

La seconde étape

Elle consiste à définir les critères qui permettent d'effectuer le classement des matériels selon le degré de leur importance vis-à-vis de la sûreté.

La troisième étape

Elle consiste, à partir du classement de sûreté effectué dans la seconde étape, à définir les normes de conception et de construction des matériels.

Mesures concernant la construction des matériels

Ces mesures figurent dans les contrats liant Électricité de France et ses fournisseurs, notamment dans le Cahier des Clauses Administratives Générales (C C A G) et dans les Règles de Conception et de Construction (RCC). Ce dernier fixe les règles techniques que le constructeur doit suivre et faire respecter par ses sous-traitants pour le choix des matériaux, l'approvisionnement et le contrôle des pièces et produits, l'exécution de la fabrication et des contrôles associés.

La construction des structures en béton ou des bâtiments s'effectue selon les prescriptions du Cahier des Prescriptions Communes applicables aux travaux de gros œuvre (C.P.C.) qui se réfèrent très largement aux normes AFNOR.

Mesures intervenant au stade de l'exploitation

Le fonctionnement et l'exploitation d'une tranche nucléaire sont soumis, en matière de sûreté, au respect d'un certain nombre de consignes.

Notamment,

- des règles de conduite s'imposent dans toutes les situations fonctionnement : normal, perturbé ou accidentel,
- la surveillance, au cours de la vie de la centrale, des matériels importants est effectuée :
- surveillance et entretien des matériels,
- réalisation d'essais de fonctionnement périodiques,
- réalisation d'épreuves conformément aux dispositions réglementaires : épreuves d'étanchéité du circuit primaire et des appareils à pression, épreuves d'étanchéité de l'enceinte de confinement...

Ces mesures ont pour but de s'assurer qu'un niveau de qualité suffisant est maintenu.

Présentation de l'organisation de la qualité

Nécessité des contrôles de qualité

La définition précise de la qualité requise pour un matériel, et la mise en œuvre de moyens adaptés pour l'obtenir, doivent être accompagnées de contrôles à différents stades pour s'assurer que cette qualité a été réalisée.

En premier lieu, il convient de s'assurer, par l'examen des plans, des notes de calculs, des spécifications techniques..., que les dispositions projetées sont bien adaptées aux objectifs visés.

En second lieu, il convient de s'assurer, par des contrôles physiques, que les caractéristiques recherchées sont effectivement obtenues. Ces contrôles sont de trois types :

- contrôles de fabrication,
- contrôles de montage,
- contrôles de fonctionnement.

L'organisation de la qualité concernant les centrales nucléaires

Électricité de France a adopté l'organisation suivante.

- Il effectue lui-même les études d'avant-projet des tranches nucléaires.
- Il confie à des constructeurs l'étude et la réalisation des ouvrages, des matériels et des équipements installés dans ces tranches.
- Il surveille directement l'action de ces constructeurs (et celle de leurs sous-traitants et sous-commandiers) et assure la coordination entre eux.

Électricité de France et les entreprises qui effectuent pour son compte des études et la réalisation des ouvrages, ont mis en place ensemble une organisation des contrôles de la qualité :

- chaque atelier de production de l'entreprise intéressée effectue son propre contrôle que l'on dénomme contrôle interne et consistant en un ensemble de vérifications et de contrôles des produits.
- afin de vérifier l'efficacité de ce contrôle interne, un contrôle supplémentaire est réalisé : le contrôle externe. Il a pour but essentiel de provoquer les mesures correctrices qui seraient nécessaires ; il est effectué par des personnes qui, n'appartenant pas à l'atelier de production concerné, forment l'unité de contrôle de l'entreprise.

Qualification des équipements électriques

Les équipements électriques ayant à assurer des fonctions de sûreté doivent pouvoir fonctionner sans défaillance pendant la vie de la centrale en conditions normales d'environnement et au cours des accidents éventuels auxquels ils pourraient être soumis : séisme, perte de réfrigérant primaire (APRP) ou rupture d'une tuyauterie vapeur (RTV).

Cette aptitude est vérifiée généralement par des essais de qualification sur des spécimens identiques aux matériels installés.

Matériels installés hors du bâtiment réacteur

Ces matériels sont soumis à des essais mettant en œuvre des contraintes significatives pour le type de matériel en question, par exemple : 1 500 démarrages pour les moteurs.

Cette qualification comprend un essai de séisme garantissant que le matériel est capable de le supporter en service et comprenant cinq fois le séisme normal admissible (SNA) et au moins une fois le séisme majoré de sécurité (SMS).

Matériel installé à l'intérieur du bâtiment réacteur

Le matériel après vieillissement préalable comprenant une irradiation (25 Mrad à 70 °C) subit l'essai de séisme comme décrit ci-dessus.

Puis intervient la simulation de l'APRP réalisée par l'application successive :

- d'une irradiation (60 Mrad à 70 °C),
- des conditions thermodynamiques (5,5 bar absolu et 156 °C) à l'aide de deux chocs thermiques suivis de la décroissance en temps réel (4 jours) de ces conditions. En même temps, le matériel est aspergé par une solution chimique (mélange d'acide et de soude),
- des conditions thermodynamiques post-accidentelles simulant une année par maintien d'une ambiance humide à 100° C pendant 10 jours.

Le matériel essayé doit assurer son service pendant la simulation des conditions thermodynamiques accidentelles et post-accidentelles.

L'analyse de sûreté : principe général de la « défense en profondeur » : les 3 barrières

Les centrales nucléaires sont assimilées à de véritables forteresses, dont les systèmes de défense sont destinés à les protéger d'un « ennemi » qui se trouve non pas à l'extérieur mais, comme le cheval de Troie, à l'intérieur, et plus précisément dans le cœur du réacteur.

L'« ennemi » de l'intérieur est constitué par la source de rayonnements qui constituent les radionuclides (ou radionucléides) formés dans le combustible nucléaire.

Une grande partie des radionuclides deviennent inoffensifs assez rapidement car ils ont une durée de vie courte, mais pour d'autres, plus durables, ce n'est pas le cas.

C'est pour les empêcher de fuir à l'extérieur que le concept de « défense en profondeur » a été adopté dans la construction des centrales nucléaires. Cette défense se traduit essentiellement par la réalisation de plusieurs barrières ou enceintes. La première est constituée par la gaine enfermant le combustible, la seconde par le circuit primaire, et la troisième par les enceintes étanches du bâtiment réacteur.

Les 3 niveaux de l'analyse de sûreté

L'analyse de sûreté consiste à s'assurer de l'efficacité de chacune de ces barrières, et ce dans des conditions de fonctionnement du réacteur normales et accidentelles.

Ce type d'analyse conduit à dégager trois niveaux successifs :

la prévention

L'efficacité de chaque barrière doit être démontrée par le choix des matériaux dont elle est constituée, par l'adaptation de ces matériaux aux conditions de fonctionne-

ment et par le maintien dans le temps des caractéristiques imposées. Des marges de sécurité entre les conditions de fonctionnement normal et les limites technologiques, sont fixées de manière à prendre en compte les incertitudes qui peuvent subsister.

la surveillance

Elle vise, lorsqu'on a dépassé la situation de fonctionnement normal et en restant, toutefois, en-deçà des limites technologiques fixées, à mettre en œuvre une action correctrice, automatique ou manuelle, afin de revenir aux conditions normales de fonctionnement.

l'action de sécurité

Elle a pour but, en cas de dépassement accidentel des limites technologiques, d'effectuer une action correctrice en vue de prévenir l'émission de produits radioactifs ou d'en limiter l'importance.

Les barrières de protection sont examinées de façon détaillée dans les trois cas de fonctionnement suivant :

- fonctionnement normal,
- situations transitoires normales (démarrage, montée en puissance, variations de charge) : les marges de sécurité définies en fonctionnement normal prennent en compte ces situations.
- situations transitoires accidentelles consécutives à des défaillances de matériels ou à des erreurs humaines. Les divers accidents possibles sont pris en compte, ce qui permet de mettre en évidence les points critiques de la barrière et par suite d'améliorer sa fiabilité, ou du moins sa surveillance.

La première barrière : les gaines des crayons combustibles

Elles sont en zircaloy, alliage retenu pour ses hautes propriétés mécaniques, sa bonne tenue à la corrosion et sous irradiation (exposition à un rayonnement radioactif).

La prévention

Afin de prévenir une rupture des gaines, les mesures suivantes sont prises (cette liste non limitative illustre la méthode d'analyse de la sûreté) :

- la résistance des gaines est calculée avec des marges importantes par rapport aux conditions normales de fonctionnement ;
- les contrôles de fabrication permettent de détecter d'éventuels défauts des crayons combustible avant leur introduction dans le réacteur ;
- on veille à conserver les qualités chimiques de l'eau des circuits auxiliaires afin de limiter au maximum les effets de la corrosion ;
- les équipements internes (par exemple les équipements de mesure du flux neutronique) et les conditions d'écoulement du fluide caloporteur ont été prévus afin d'éviter toute vibration susceptible de porter atteinte à la structure de la gaine.

La surveillance

La surveillance des gaines est assurée en permanence pendant le fonctionnement du réacteur. La puissance, la pression, la température du fluide caloporteur (eau sous pression) et la répartition du flux neutronique sont mesurées, ce qui permet de vérifier que les marges de sécurité sont respectées et que les conditions ne sont pas réunies pour que survienne, par exemple, la fusion locale d'une gaine.

Le dispositif de réglage de la réaction nucléaire permet d'assurer un fonctionnement stable et une distribution de puissance homogène, et ainsi d'éviter l'existence de « points chauds » sur la gaine.

En outre, le contrôle de la radioactivité de l'eau du circuit primaire permet de détecter une fuite éventuelle d'une gaine.

Les moyens d'action

Ils sont nombreux en cas d'incident pour que la gaine reste intacte :

- D'une part, des dispositifs de sécurité sont prévus pour pallier la défaillance des moyens normaux : par exemple, des volants d'inertie sur les pompes primaires maintiennent un débit du fluide caloporteur suffisant pour assurer un refroidissement correct du cœur, même en cas de manque de tension d'alimentation du moteur de la pompe ; autre système de sécurité : le circuit d'injection de sécurité. Ces dispositifs très généralement doublés, sont alimentés par des sources électriques indépendantes et géographiquement séparées, ce qui leur confère un haut degré de fiabilité.
- D'autre part, le système de protection du cœur du réacteur arrête celui-ci automatiquement par la chute des barres de contrôle lorsque les seuils de certaines grandeurs (puissance, température, par exemple) sont dépassés. Les mécanismes qui le commandent sont au moins doublés. En outre, un défaut de fonctionnement donné entraîne la constatation de défauts sur des paramètres distincts (par exemple : puissance, température, débit, etc...), chacun d'entre eux déclenchant alors l'arrêt du réacteur.

De plus, quelques ruptures de gaines peuvent être tolérées. En effet, les circuits de traitement de l'eau utilisée dans la chaudière nucléaire qui visent à réduire la radioactivité, sont calculés de manière à prendre en compte une rupture de 1 % des gaines, alors que l'expérience du fonctionnement des réacteurs à eau sous pression aux Etats-Unis un taux moyen de rupture de l'ordre de 0,03 % (1 % de rupture signifie que 1 % des produits de fission présent entre la gaine et le combustible dans le cœur s'échappe du cœur).

La deuxième barrière : l'enveloppe du circuit primaire : cuve et tuyauteries primaires.

Les actions pour prévenir des ruptures du circuit primaire, ainsi que les modalités de surveillance de ce circuit, sont précisées par l'Arrêté du 26 février 1974 (modifié le 6 Décembre 1974) qui constitue l'application de la réglementation des appareils à pression aux centrales nucléaires (visites périodiques, contrôles de soudure, surveillance permanente de la pression et du niveau dans le pressuriseur...).

Afin de pallier les effets d'une rupture du circuit primaire, le circuit d'injection de sécurité qui est doublé et alimenté électriquement par un secours éventuel, permet d'assurer un refroidissement suffisant du cœur. La dernière barrière est ainsi maintenue intacte.

La troisième barrière : l'enceinte de confinement

Elle est conçue pour résister aux événements extérieurs, et aux défaillances internes en particulier la rupture d'une tuyauterie primaire (voir chapitre 7)

Elle fait l'objet d'une surveillance régulière (épreuves d'étanchéité périodiques, mesures topographiques, surveillance de la température, de la pression...).

En cas de surpression dans l'enceinte due à une rupture du circuit primaire ou à une rupture d'une tuyauterie du circuit vapeur à l'intérieur de l'enceinte, le circuit d'aspersion permet d'y pallier.

6

Protection contre les agressions externes et internes

Afin de respecter l'objectif fondamental de sûreté qui est la non-dissémination de produits radioactifs dans l'environnement, certaines agressions d'origine externe ou interne sont analysées et prises en compte dans la conception et le dimensionnement des centrales nucléaires. Ces agressions sont les suivantes :

- agressions d'origine naturelle : séismes, inondations ;
- agressions de l'environnement industriel : explosions ;
- effet des projectiles : chutes d'avion, éclatement de la turbine, projectiles internes, rupture de tuyauterie.

Du fait de leur très faible probabilité, ces agressions ne sont pas cumulées entre elles et l'effet des projectiles n'est pas cumulé avec un autre accident qu'il n'aurait pas lui-même provoqué.

Agressions d'origine naturelle

Séismes

Les données historiques de sismicité ont fait l'objet, entre 1977 et 1981, d'un très important travail de regroupement, d'analyse et de synthèse, dans le cadre de l'établissement de la carte sismotectonique de France, réalisé par le Bureau de Recherches Géologiques et Minières (B.R.G.M.).

Des enregistrements obtenus à l'étranger (essentiellement aux Etats-Unis, au Japon et en Europe du Sud) ont permis par ailleurs d'établir des corrélations entre l'amplitude des mouvements et les paramètres caractérisant les séismes (énergie libérée, distance du lieu d'observation, dégâts observés). Quant à l'intensité des séismes, elle s'apprécie selon une échelle conventionnelle comportant douze degrés (échelle MSK : Metvedev, Sponheuer et Kamik — voir encadré page 41).

L'étude géologique des relations entre les séismes observés dans une région déterminée et la structure de l'écorce terrestre permet de déterminer si des accidents sont susceptibles de se reproduire dans l'avenir et d'affecter tel ou tel site envisagé pour l'implantation d'une centrale nucléaire ; on peut ainsi être amené à envisager que la source soit à proximité immédiate du site, alors que celle du séisme historique considéré est relativement éloignée (50 ou 100 kilomètres).

L'ensemble de ces données a permis de définir des « Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables ». Les « Séismes Majorés de Sécurité » ont des niveaux d'intensité par convention supérieurs d'un degré à ceux des précédents (c'est-à-dire dont les amplitudes de mouvement sont le double et pour lesquels la sûreté nucléaire des installations devra être assurée).

En effet, en accord avec les Autorités de Sûreté, les installations sont classées en trois catégories :

- les ouvrages et matériels qui concourent directement à la sûreté ;
- les ouvrages et matériels qui ne concourent pas directement à la sûreté, mais dont la ruine est considérée comme inacceptable en raison des risques qu'elle présente pour d'autres ouvrages ou matériels qui, eux, concourent à la sûreté ;
- les ouvrages et matériels dont la ruine est sans conséquence pour la sûreté.

La protection vis-à-vis des séismes n'est requise que pour les deux premières catégories. Deux remarques doivent être faites :

- les mesures prises pour résister aux agressions, évoquées précédemment, peuvent avoir sur la conception une influence beaucoup plus grande que celle des séismes ;
- pour les réacteurs à eau sous pression, l'accident interne de référence est combiné avec le séisme (bien que la probabilité d'occurrence de cette combinaison soit extrêmement faible) et il en résulte, pour le bâtiment abritant le réacteur une capacité de résistance supérieure à celle qui serait strictement nécessaire contre un séisme agissant seul.

Voici un bref exposé des règlements, codes et normes en vigueur

Les règles classiques dites « parasismiques 69 (PS 69) » de vérification de tenue ne sont utilisées que pour les ouvrages ne concourant pas à la sûreté ; pour les autres, cela n'est pas possible, pour les raisons suivantes :

- les règles visent à assurer une protection de caractère statistique, c'est-à-dire garantissant la sécurité pour la grande majorité des constructions dans une ville frappée par un séisme, mais admettant a priori d'éventuels échecs (dommages sérieux ou mêmes effondrements) par suite de concours de circonstances défavorables. Pour les ouvrages concourant à la sûreté nucléaire, la notion de « protection intrinsèque » doit prévaloir, lorsque les conséquences prévisibles d'un dommage, même léger, peuvent être d'une exceptionnelle gravité ; et cela impose des hypothèses très défavorables ;
- certains ouvrages des centrales nucléaires ont une structure particulière ;
- les règles visent essentiellement la sécurité des ouvrages de génie civil alors que, dans une centrale nucléaire, il y a de très nombreux matériels mécaniques qui ont une fonction de sûreté.

Les règles utilisées pour le calcul sismique des centrales nucléaires sont donc plus strictes que les règles PS 69 ; elles sont fondées sur des codes et des normes élaborées à partir de résultats de recherches et d'analyses théoriques ou expérimentales.

De même que la plupart des codes de construction définissent deux niveaux de sollicitations dans les matériaux, le premier correspondant aux conditions normales d'utilisation, le second à des conditions exceptionnelles (accidents), de même, il a paru nécessaire de considérer aussi deux niveaux de sollicitations sismiques, l'un correspondant au SMS et traité comme un accident et l'autre correspondant à la moitié du SMS et traité comme une situation normale. Pour la majorité des matériels mécaniques, par suite des hypothèses de calcul très prudentes imposées vis-à-vis des situations normales, c'est le calcul au 1/2 SMS qui se révèle le plus contraignant.

Par souci de standardisation, les hypothèses nécessaires aux calculs évoqués ci-dessus, tant pour le niveau sismique considéré que pour les caractéristiques des terrains de fondation, résultent de l'enveloppe des conditions de terrain d'un

ensemble de sites (l'enveloppe est la réunion des conditions apparaissant comme les plus contraignantes dans chaque cas particulier).

Les caractéristiques des terrains de chaque site sont étudiées par une campagne de forages et un ensemble d'essais réalisés in situ et en laboratoire ; les paramètres nécessaires pour le calcul sismique (densité, vitesses de propagation des ondes sismiques, déformabilité et résistance) sont déterminés pour les différentes couches ; les conséquences éventuelles de l'action des secousses sismiques sur les sols (tassements, comblement de cavités, perte de résistance, liquéfaction) sont examinées et des mesures correctives (consolidation, injection, substitution de terrain) sont prises si nécessaire.

Echelle macrosismique d'intensité M.S.K. *

Intensité I	Secousse non perceptible
Intensité II	Secousse à peine perceptible
Intensité III	Secousse faible ressentie seulement de façon partielle
Intensité IV	Secousse largement ressentie
Intensité V	Réveil des dormeurs
Intensité VI	Secousse ressentie par la plupart des personnes à l'intérieur et à l'extérieur des bâtiments
Intensité VII	Dommages aux constructions
Intensité VIII	Destructions des bâtiments
Intensité IX	Dommages généralisés aux constructions
Intensité X	Destructions générale des bâtiments
Intensité XI	Catastrophes
Intensité XII	Changement du paysage

* du nom de ses inventeurs Medvedev, Sponheuer et Karnik

Exemple du site de Civaux (Vienne)

D'une manière générale, les travaux réalisés par le Bureau de Recherches Géologiques et Minières montrent que le site de Civaux se trouve dans une zone d'intensité sismique maximale inférieure ou égale au degré V dans l'échelle internationale M.S.K.

Principaux séismes de la région de Civaux

Date	Localisation de l'épicentre	Intensité MSK à l'épicentre	Proximité du site
15.02.1657	Sainte-Maure	VII ou VIII	70 km
06.10.1711	Saumur	VII ou VIII	80 km
14.09.1866	Sologne	VII	60 km
09.1935	20 km au N.O. d'Angoulême	VII	85 km
17.03.1972	20 km du S.S.O. de Sainte-Maure	V	50 km
28.12.1975	Saint-Julien	V	40 km

Étant donné le poids et la taille des ouvrages nucléaires, il y a interaction entre le mouvement du sol au voisinage des fondations et les mouvements des ouvrages de génie civil ; cet effet d'interaction sol-structures est calculé en tenant compte des propriétés du sol et des caractéristiques de flexibilité et d'inertie des ouvrages ; les plans d'exécution (coffrage et ferrailage du béton) en résultent.

C'est essentiellement sur la conception des supports que se manifeste l'influence du séisme ; leur nombre et leur disposition sont déterminés pour réduire autant que possible les amplifications dynamiques de la réponse des systèmes à l'excitation sismique ; des dispositifs complémentaires — butées et dispositifs « auto-bloquants » agissant un peu comme une ceinture de sécurité pour bloquer les mouvements rapides dus au séisme sans entraver les mouvements lents dus aux dilatations thermiques — sont installés sur certaines lignes de tuyauteries et sur certains équipements lourds.

Certains matériels, notamment électriques, doivent satisfaire à des critères de bon fonctionnement pendant et après le séisme ; il peut être difficile d'apporter la preuve de ce bon fonctionnement en ne se fondant que sur des résultats de calculs ; c'est pourquoi ces matériels sont qualifiés par des essais de simulation de séisme sur tables vibrantes (voir fin du chapitre 5).

Des appareils adéquats, nommés accéléromètres tri-axiaux, installés en différents points de la centrale, fournissent des informations sur le niveau d'un séisme éventuel ressenti et sur son effet sur les ouvrages, permettant ainsi d'apprécier la validité des méthodes de calcul dans un cas réel.

Inondations

Tous les matériels qui concourent à la sûreté de la centrale sont protégés contre les risques d'inondation par un calage adapté de la plateforme du site. Ce calage doit être au-dessus de la cote définie comme suit :

- En site fluvial, on se protège contre la plus importante des deux crues suivantes : la crue la plus forte que l'on pourrait constater au moins 1 fois en mille ans (calculs statistiques) ou celle qui résulterait de la simultanéité de la crue extrême historiquement connue (ou au moins enregistrée pendant le siècle écoulé) et de la rupture d'un barrage, s'il en existe un, en amont du site.
- En bord de mer, c'est le cumul de la marée maximale (coefficient 120) avec la surcôte millénaire. En outre, en cas de voisinage d'un fleuve côtier, on tient compte des deux effets à la fois.

Agressions de l'environnement industriel

Il s'agit d'éviter que des explosions externes n'entraînent la perte des fonctions de sûreté plus d'une fois par tranche et par quelques millions d'années ; elles émanent essentiellement :

- des installations pétrolières, pétrochimiques, chimiques et gazières ; des oléoducs et gazoducs, des installations de fabrication et/ou de stockage d'explosifs et/ou de produits toxiques ;
- des voies de communication terrestre (routes, chemin de fer, gares de triage) ; de navigation intérieure (chenaux, canaux et fleuves) et maritime ;
- des installations industrielles nécessitant le transport ou le stockage d'explosifs (carrières...).

Il apparaît à l'évidence que ces risques sont étroitement liés au site étudié. Les dispositifs de protection standard sont donc adaptés cas par cas.

Les bâtiments sont conçus pour résister à une surpression de 50 mbar. Des dispositions constructives particulières sont prises si le calcul montre que cette valeur peut être dépassée plus d'une fois en quelques millions d'années.

Pour avoir une idée des dégâts occasionnés par différents niveaux de surpressions, nous donnons ci-après quelques résultats expérimentaux :

- en-dessous de 70 mbar, seules les vitres sont brisées ;
- à 350 mbar
 - rupture de tympan chez l'homme (premier phénomène à apparaître),
 - dégâts légers aux chaudières de navire et à un poste électrique 69 kV ;
- vers 1 bar :
 - 50 % de ruptures de tympan,
 - dégâts graves aux immeubles non résistants aux séismes.

Effet des projectiles

Leur impact sur un bâtiment ne doit pas, plus d'une fois par tranche et million d'années, empêcher la réalisation des objectifs de sûreté définis au début du chapitre 5.

Les projectiles considérés peuvent être d'origine externe ou interne : avions, débris provenant d'un éclatement éventuel du groupe turbo-alternateur, équipements situés à l'intérieur et susceptibles, à la suite d'une défaillance quelconque, d'être projetés à travers les bâtiments.

Chute d'avion

Il peut s'agir d'appareils appartenant à l'aviation générale (petits avions de tourisme, dont le poids n'excède pas 5,7 tonnes) ou à l'aviation commerciale, ou encore à l'aviation militaire. Ces deux dernières familles comportent des appareils de tonnage élevé dont la probabilité de chute peut parfois excéder le seuil admissible en matière de risque : des dispositions particulières sont alors prises.

Pour ce qui est de l'aviation générale, on prend en compte le CESSNA 210 (1,5 tonne) et le LEAR JET 23 (5,7 tonnes). Leur impact est concrétisé par un effort de 1 200 tonnes en différents endroits. L'épaisseur du béton de l'enceinte externe est calculée de telle sorte qu'il n'y ait rupture en aucun cas et que la paroi ne soit donc pas traversée. Des dispositifs de clavettes permettent, en outre, à l'ouvrage de résister à l'ébranlement. Les autres bâtiments comportent des dalles ou des voiles de protection, ou un toit en terrasse, dont les quantités de ferrailage ont été calculées en conséquence.

Éclatement de turbines

Les propriétés mécaniques et métallurgiques du groupe turbo-alternateur, les contrôles périodiques effectués en exploitation, les systèmes de protection mis en place, rendent peu probable le risque d'éclatement de la turbine. La position radiale du groupe turbo-alternateur par rapport au bâtiment réacteur minimise encore le risque d'atteinte des bâtiments importants pour la sûreté si un tel événement survenait quand même.

Les autorités de sûreté admettent que si la démonstration est apportée par le calcul qu'un tel accident ne peut survenir qu'une fois par million d'années, il n'y a pas lieu d'en tenir compte.

Projectiles internes

Parmi les projectiles possibles, citons : les bouchons situés au-dessus des mécanismes de grappes ; les barres de commande de ces grappes et les mécanismes accouplés ; les sondes de température et les cannes chauffantes du pressuriseur ; les mécanismes de certaines vannes, notamment celles qui se trouvent autour du pressuriseur ; les morceaux de tuyauterie en cas de rupture de celle-ci.

D'une façon générale, vis-à-vis des projectiles internes, les protections sont les suivantes :

- chaque boucle primaire (cf chapitre 9) est installée dans une casemate qui la protège de tout projectile venant d'ailleurs ;
- les cannes chauffantes du pressuriseur sont disposées de telle façon qu'en cas de rupture elles viennent heurter le plancher inférieur du local. Aucune tuyauterie importante ne se trouve sur une trajectoire éventuelle ;
- diverses parois bétonnées s'interposent entre les bouches primaires et l'enceinte interne du bâtiment « réacteur » ; entre les équipements des circuits de sauvegarde, les pompes et les générateurs de vapeur ; entre la partie des tuyauteries de vapeur et d'eau alimentaire se trouvant à l'intérieur de l'enceinte et les tuyauteries du circuit primaire ;
- une barrière anti-missile est disposée au-dessus des mécanismes de commande des grappes. Elle est placée de façon à minimiser la probabilité pour les projectiles de s'échapper vers le haut, de frapper l'enceinte, de ricocher et d'endommager d'autres mécanismes ;
- les traversées de tuyauteries et câbles électriques se trouvent dans une zone à l'abri des projectiles primaires ;
- la robinetterie est orientée de telle façon qu'un projectile éventuel ne puisse l'atteindre.

Rupture de tuyauterie

Une rupture de tuyauterie, bien que très improbable, doit être envisagée comme pouvant avoir les conséquences suivantes :

- perte partielle ou totale de fonction pour le circuit affecté (diminution ou annulation du débit et de la pression du fluide) ;
- écoulement et évacuation de gaz et de liquide, éventuellement radioactifs ;
- dégâts causés par le jet sur les éléments avoisinants ;
- modification des conditions atmosphériques locales (pression, température, humidité) ;
- effet mécanique produit par la réaction du jet sur la tuyauterie rompue et son supportage (fouettement).

En règle générale, on s'efforce d'éloigner les tuyauteries importantes les unes des autres ; ou alors, on dispose des cloisonnements, des dispositifs anti-fouettement, des écrans de protection...

Protection des bâtiments et installation générale

La partie nucléaire d'une tranche de 1 300 mégawatts dite « îlot nucléaire » comporte plusieurs bâtiments communément appelés « réacteur » (BR) qui contient la chaudière nucléaire ; « auxiliaires nucléaires » (BAN) ; « combustible » (BK), contenant le combustible neuf et la piscine de stockage du combustible usé ; « électrique et des auxiliaires de sauvegarde » (BL) ; « d'exploitation » ; et « des groupes électrogènes de secours », ces derniers étant répartis dans deux halls distincts.

Le site comporte en outre, pour l'ensemble des tranches, un bâtiment de traitement des effluents (BTE), le bâtiment de la station de pompage¹ et le bâtiment administratif et d'entretien (bureaux, ateliers, laboratoires...).

Chacun des bâtiments de l'îlot nucléaire repose sur un radier séparé. Les calculs, conformes à la réglementation administrative en vigueur, tiennent compte des sollicitations suivantes : charges permanentes ; surcharges en exploitation (par exemple, les surcharges créées par le déplacement du pont roulant dans le BR ou le BK) ; surcharges d'environnement normales et extrêmes (température, vent, séisme majoré de sécurité...) ; agressions externes et internes commentées au chapitre 6, accident de référence, c'est-à-dire rupture de la tuyauterie de plus gros diamètre du circuit primaire.

Le bâtiment réacteur

D'environ 70 000 m³ de volume intérieur libre, il renferme l'ensemble du circuit primaire et quelques équipements auxiliaires (accumulateurs de fluide sous pression, circuits de contrôle volumétrique et chimique, d'injection de sécurité et de refroidissement à l'arrêt).

En cas d'incident et tout particulièrement en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire, il assure le confinement des produits radioactifs éventuellement libérés et constitue vis-à-vis de l'environnement l'ultime barrière contre la dissémination de ces produits.

Il s'ensuit que, pendant et après l'accident le plus grave qui puisse affecter le circuit primaire, le niveau de radioactivité à l'extérieur du bâtiment réacteur reste dans les limites acceptables. En effet, l'enceinte est calculée pour « tenir » avec une marge substantielle, les élévations de pression et de température pouvant accompagner un accident ; avant et pendant l'exploitation de la tranche, le bâtiment réacteur est soumis à des épreuves de résistance et d'étanchéité.

1. Il ne sera pas étudié ici, mais dans le rapport spécial de chaque site.

Le radier, dont l'épaisseur utile est d'environ trois mètres et le diamètre de l'ordre de 50 mètres, supporte les deux « jupes » (voir ci-après) en béton des deux enceintes et les structures internes constituées par les ouvrages en béton intérieurs à l'enceinte qui lui sont liés par l'intermédiaire du puits de cuve. Son étanchéité est assurée vis-à-vis de la nappe phréatique. Il participe à la tenue aux séismes.

Le bâtiment réacteur se compose de deux cylindres en béton appelés « enceintes de confinement » séparés par un espace maintenu en dépression, permettant la récupération et la filtration des fuites en cas d'accident :

- l'enceinte interne en béton précontraint : précontrainte assurée par des câbles à 37 torons de 15 mm de diamètre,
- l'enceinte externe, en béton armé, dimensionnée pour résister aux agressions externes décrites au chapitre 6.

Les deux enceintes, couvertes chacune par un dôme ont respectivement les dimensions suivantes :

- hauteur : 45 et 49 mètres,
- diamètre : 43,80 et 49,80 mètres,
- épaisseur de murs : 1,20 mètre pour l'interne et 0,55 mètre pour l'externe.

Elles comportent des ouvertures pour l'accès du personnel et des matériels ainsi que des traversées résistantes et étanches permettant le passage des câbles électriques et des tuyauteries.

L'accès « matériel » de huit mètres de diamètre, permet le passage de la cuve du réacteur, des générateurs de vapeur et autres gros équipements. Il est normalement fermé par un fond métallique démontable.

Les autres traversées, au nombre d'environ 250, et de diamètres divers, sont constituées, dans les parois des enceintes, par des orifices chemisés par des fourreaux cylindriques ancrés au béton.

Entre les deux enceintes, chacune des tuyauteries d'eau alimentaire et de vapeur est entourée d'un fourreau soudé sur les traversées des enceintes. Des précautions constructives empêchent que l'espace ne soit mis en pression au cas où une de ces tuyauteries viendrait à se rompre. Des liaisons souples (soufflets) assurent l'étanchéité de l'enceinte externe malgré les déplacements relatifs des deux parois.

Les mesures prises permettent de garantir et de contrôler périodiquement, qu'en cas d'accident le plus grave, qui est la rupture brusque d'une grande tuyauterie du circuit primaire, le taux de fuite ne dépasse pas, en 24 heures, 1,5 % de la masse d'air contenu dans le bâtiment, à la pression et à la température les plus élevées (taux de fuite fixé par le décret d'autorisation de création).

En effet, dès le relâchement dans l'enceinte de confinement de l'énergie contenue dans l'eau libérée par une telle rupture accidentelle, pression et température s'élèvent progressivement ; mais elles plafonnent assez rapidement² et commencent à diminuer sous l'influence combinée du circuit d'aspersion d'eau froide (EAS) et de l'absorption de la chaleur par les structures internes décrites ci-après. On verra plus en détail au chapitre 10 qu'à plus long terme (après vidange du réservoir alimentant en eau froide l'aspersion et l'injection de sécurité), l'eau d'aspersion collectée dans les puisards de l'enceinte prendra le relais pour refroidir le cœur et l'enceinte où on la

2 Pour donner une idée concrète des effets de température et de pression résultant de la rupture éventuelle d'une tuyauterie primaire, indiquons que l'enceinte est calculée pour « tenir » 140 °C

et 4,2 bar effectifs. Les parois elles-mêmes « tiennent » 180 °C localement, 260 °C avec un effort de 750 tonnes (jet de vapeur) sur 3 m² pendant 20 secondes.

pulvérise. Les dispositions prises pour respecter ces diverses exigences sont décrites et justifiées plus loin au chapitre 10 « Circuits de sauvegarde ».

De manière générale, la tenue des ouvrages a été vérifiée par le calcul pour quinze situations :

- normales : en construction ① ; en fonctionnement ou à l'arrêt ②
- d'environnement sévère : climatique ③ ; ou sismique normal admissible ④ ;
- d'environnement extrême : climatique ⑤ ; ou sismique majoré de sécurité ⑥ ;
- accidentelles : perte de réfrigérant primaire ⑦ ; rupture de tuyauterie secondaire ⑧ ; projectiles internes ⑨ ;
- d'agression externe : par onde de choc (explosion) ⑩ ; ou par des projectiles (chute d'avion) ⑪ ;
- en essai : étanchéité de l'enceinte ⑫ ;
- de combinaison d'événements : perte de réfrigérant primaire + séisme majoré de sécurité ⑬ ; pression majorée ⑭ ; surcharges majorées ⑮.

Pour les parties en béton précontraint, les prescriptions en vigueur sont applicables avec les compléments ou modifications indiqués ci-après :

- **cas ①, ②, ③, ④, ⑦, ⑫**, les contraintes moyennes de la jupe, du dôme ainsi que de la partie supérieure du radier sur une épaisseur de un mètre sont des compressions de valeur au moins égale à 10 bar. Aucune traction ne doit apparaître dans ces zones compte tenu des contraintes d'origine thermique.
- **cas ⑦**, les contraintes de compression admissibles peuvent être dépassées pour autant que ce dépassement résulte du seul effet des régimes transitoires de température. Elles ne doivent pas dépasser les limites admises de la construction.
- **cas ⑤, ⑥, ⑧, ⑬, ⑭, ⑮**, la tension en tout point des armatures de précontrainte ne dépasse pas la tension maximale admissible à la mise en tension.
- **cas ⑬**, les contraintes moyennes de la jupe, du dôme ainsi que de la partie supérieure du radier sur une épaisseur de un mètre sont des compressions.

La vérification, en service, de l'intégrité des structures en béton s'obtient par la mesure des déplacements et déformations d'ensembles et des mesures locales à l'intérieur du béton.

Il s'agit d'abord de mesures topographiques au moyen de repères fixés sur la paroi extérieure ; et de la mesure des déformations de la jupe de l'enceinte interne, grâce à quatre pendules et à quatre fils invar verticaux.

Les mesures locales suivent les déformations unitaires par 20 témoins sonores noyés dans le béton. Elles suivent également la répartition des températures dans les parois grâce à 20 thermocouples noyés dans le béton selon des profils caractéristiques.

Les structures internes du bâtiment réacteur

Ce sont des massifs ou des parois en béton qui, à l'intérieur du bâtiment, outre leur rôle de protection biologique, supportent les éléments de la chaudière nucléaire, les séparent géographiquement pour éviter que des projectiles éventuellement émis par les uns (chapitre 6) n'endommagent les autres et accessoirement protègent l'enceinte interne contre les mêmes projectiles et d'éventuels jets de fluide.

Les deux massifs les plus importants sont le puits de cuve et le fût. Le puits est un réceptacle en béton armé, d'environ deux mètres d'épaisseur, qui entoure la cuve, la supporte et, comme dit plus haut, protège le personnel lorsque celui-ci intervient sur le circuit primaire et en permanence, les matériels avoisinants contre l'irradiation

émise par le cœur à travers la cuve pendant le fonctionnement. L'intervalle entre cuve et puits de cuve est de l'ordre de 10 cm.

Le fût, deuxième réceptacle enveloppant le précédent, lui est relié par des voiles³ et des planchers, le tout formant un ensemble de casemates à l'intérieur desquelles sont placés divers éléments du circuit primaire et qui sont calculées pour résister aux surpressions locales de courte durée mais de forte amplitude pouvant résulter de la rupture de l'une des tuyauteries qu'elles contiennent.

La distance entre fût et enceinte interne est de 5,30 mètres. Un troisième élément, la piscine⁴, protège le personnel pendant l'évacuation vers l'extérieur du combustible retiré du réacteur. On peut, par ailleurs, y entreposer des appareils devenus radioactifs.

Des précautions sont prises pour assurer une bonne cohésion de l'ensemble en cas d'accident majeur, même accompagné du séisme de référence (chapitre 5). Les effets engendrés par l'augmentation de la pression intérieure ou par les dilatations (souvent discordantes) résultant de l'augmentation des températures ont été calculés pour onze cas types de rupture de tuyauteries primaires et les résultats ont été jugés satisfaisants.

A la demande des Autorités de Sûreté, la tenue des casemates enfermant les générateurs de vapeur, les pompes et le pressuriseur a été vérifiée dans le cas de la rupture la plus grave, avec « fouettement » des deux tronçons libérés. Les effets des sollicitations induites par d'éventuels projectiles internes sont évalués à l'aide de méthodes mathématiques sophistiquées⁵. Quant aux efforts imposés au génie civil par un séisme horizontal, on les détermine en « composant » géométriquement de manière appropriée deux séismes théoriques qui agiraient en ligne droite dans deux directions perpendiculaires, parallèles et perpendiculaires à l'axe de la piscine.

Les autres bâtiments

Le bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN)

Ce bâtiment contient la plupart des équipements et circuits des systèmes auxiliaires associés au fonctionnement et à la sécurité du réacteur.

Le BAN, susceptible de supporter les mouvements dus à un séisme, comprend quatre zones indépendantes : A, B, C et D.

La zone A contient une partie du circuit de contrôle volumétrique et chimique, le circuit de traitement des effluents gazeux, la tête du circuit de traitement des effluents, le circuit d'appoint d'eau et de bore et la centrale de ventilation du bâtiment.

La zone B contient la travée des filtres et déminéraliseurs des circuits précédents ainsi que du traitement de l'eau des piscines.

La zone C contient les réservoirs des circuits d'effluents liquides et d'eau d'appoint au réacteur.

La zone D contient les réservoirs du circuit d'effluents gazeux.

3. Un voile est une surface de relativement faible épaisseur.

4. Ce terme n'est pas symbolique. Il s'agit réellement d'un espace en forme de piscine, que l'on remplit d'eau pour y plonger les éléments combustibles.

5. On modélise le puits de cuve, le fût, les parois de la piscine, les casemates, les voiles, les planchers, les principales ouvertures et les principaux encoffrements autour du fût.

Le bâtiment combustible (BK)

Ce bâtiment est destiné à abriter les systèmes de stockage et de manutention des combustibles neufs et usés.

On y trouve : le local de stockage des éléments combustibles neufs ; le compartiment permettant leur transfert vers le bâtiment réacteur ; la piscine de désactivation des éléments irradiés, extraits du réacteur après usage ; les postes d'examen des éléments combustibles neufs ou irradiés ; et le hall de chargement des conteneurs du combustible irradié que l'on désire évacuer de la centrale. Ce chargement peut aussi se faire « sous fosse » à travers une pénétration dans le fond de la piscine, ce qui permet, pour calculer les dimensions de ce bâtiment, de ne pas postuler la chute d'un conteneur.

Le dimensionnement du génie civil tient compte des impératifs de protection biologique. La conception et la construction de la piscine permettent d'assurer l'intégrité de son étanchéité en cas de chute d'un avion quelconque de l'aviation générale, et donc de ne pas protéger la partie supérieure du bâtiment combustible contre ce risque.

Le bâtiment électrique et des auxiliaires de sauvegarde (BL)

Protégés contre les séismes, supportant en toiture les bâches ou vases d'expansion de différents circuits, les deux blocs constituant ce bâtiment contiennent l'un du matériel électrique, l'autre des circuits auxiliaires ayant une fonction de sûreté.

Parmi ces circuits, citons : une partie du circuit d'injection de sécurité, d'aspersion de l'enceinte, de refroidissement intermédiaire, ainsi que la ventilation correspondante. Les deux premiers ensembles sont totalement isolés des deux autres.

Le deuxième bloc contient les équipements électriques de pilotage de la tranche, dont notamment, sur différents niveaux : les appareillages de la salle de commande et ceux de l'îlot de survie ; le calculateur ; l'ensemble électronique ; l'entrepôt de câblage ; les tableaux de puissance 6,6 kV et 380 V ; les tableaux de sources ; et les groupes d'alimentation des mécanismes de barres.

Les règles de protection contre les chutes d'avion conduisent à poser en toiture une dalle conçue comme l'ensemble du gros œuvre du bâtiment, pour résister au séisme majoré de sécurité ainsi qu'aux effets des explosions externes. Ainsi, ce bâtiment est dimensionné, vis-à-vis des agressions externes, pour la plus défavorable des combinaisons suivantes : chute d'avion, explosion, séisme majoré de sécurité cumulé, par convention, avec la force de jet résultant de la rupture éventuelle d'une tuyauterie vapeur.

Bâtiments des groupes électrogènes de secours

Les deux diesels sont dans deux bâtiments distincts. La distance entre eux est telle qu'un projectile ne peut en atteindre qu'un à la fois.

Bâtiment de traitement des effluents (BTE)

Là sont rassemblés les circuits de traitement et de rejet des effluents non réutilisables dont il sera question au chapitre 11 ; avec, en outre, quelques installations annexes telles que ventilation, engins de manutention, locaux électriques.

8

Physique et sûreté du cœur

Le cœur du réacteur, formé de 193 assemblages de 264 crayons de combustible, est refroidi par de l'eau ordinaire pressurisée à 155 bar. Cette eau contient du bore ; ce corps est un absorbeur de neutrons et la variation de sa concentration modifie la réactivité, c'est-à-dire la rapidité avec laquelle les neutrons — moteurs de la réaction — se multiplient, ce qui détermine la puissance de la chaudière nucléaire.

Chaque assemblage a une section carrée, avec 17 éléments sur chaque côté, dont 289 éléments au total. Il a déjà été souligné que, en plus des 264 crayons combustibles, 25 espaces restent disponibles, dont un pour l'instrumentation interne et 24 pour des grappes de réglage. Certains crayons, dits « absorbants » assurent la régulation ; d'autres dits de « poison consommable » en « verre boraté » maintiennent négatif le coefficient de température (voir plus loin) ; d'autres enfin, contiennent des sources de démarrage.

Les assemblages sont supportés et maintenus en place par les équipements internes du cœur (voir page 55) qui, de plus, canalisent le réfrigérant primaire. Sur l'embout supérieur de chaque assemblage, des ressorts s'opposent aux déplacements qui pourraient se produire sous la poussée hydraulique du réfrigérant.

Nous allons examiner successivement les crayons combustibles, les crayons absorbants et les équipements internes.

Les crayons combustibles

1. Le crayon combustible est constitué d'un tube de zircaloy 4, hermétiquement fermé à ses extrémités par des bouchons soudés, et dans lequel sont empilées des pastilles de poudre d'uranium faiblement enrichi.

Ces pastilles, qui ressemblent à des comprimés, sont compactées par compression à froid puis frittées afin d'obtenir la densité requise.

Les extrémités de chaque pastille comportent des évidements sphériques pour compenser les déformations différentielles entre le centre et la périphérie.

L'espace libre situé à l'extrémité supérieure du crayon accomode le relâchement des produits de fission gazeux et permet la dilatation différentielle axiale entre la colonne de pastilles et la gaine. Cependant, pour éviter des déplacements en cours de manutention, on y place un ressort entre le sommet de la colonne et le bouchon.

Au début de l'utilisation de ces techniques, on a fréquemment constaté que la gaine s'aplatissait sous l'effet de la pression de l'eau de refroidissement ; et la dilatation thermique des pastilles contre une partie écrasée de la gaine avait provoqué des ruptures de celle-ci. Pour éviter le renouvellement de ce phénomène, chaque crayon est maintenant rempli d'hélium sous pression, ce qui contribue également à réduire le fluage, c'est-à-dire la déformation lente, en fonction du temps que subit un matériau soumis à une contrainte permanente de température et de pression.

Au centre de l'assemblage, un espace est occupé par un tube contenant l'instrumentation interne du cœur, indispensable à l'exploitation de la tranche.

Les informations radiales, axiales et azimutales sur les températures du cœur — permettant elles-mêmes de déterminer les distributions de la puissance locale, de l'échauffement du réfrigérant et du taux de combustion des crayons — sont fournies par cette instrumentation constituée de détecteurs mobiles de flux et de thermocouples fixes à la sortie des assemblages.

Les détecteurs, comportant une chambre de fission, placés dans des tubes « doigts de gant », sont mobiles dans ces tubes, de bas en haut des assemblages choisis pour mesurer la distribution du flux neutronique.

Les thermocouples contribuent à contrôler la distribution de puissance. Leurs indications sont enregistrées en routine par l'opérateur qui peut ainsi s'apercevoir des valeurs anormalement hautes (ou basses) de déséquilibre entre diverses régions du cœur ou des dérives systématiques par rapport à la « carte des flux » de référence.

2. Les matériaux utilisés bénéficient de l'expérience déjà longue des PWR. Ce sont : le zircaloy 4 pour les gaines et les tubes guides ; l'inconel 718 pour les grilles¹ et les ressorts de maintien ; l'acier inoxydable pour les embouts.

3. L'expérience des constructeurs leur fournit les données nécessaires à la conception mécanique des crayons et à leur évolution neutronique². Dans les calculs, on tient compte de diverses possibilités : dépôts d'impuretés — ou oxydation — sur la gaine ; jeux entre pastilles et gaines ; présence d'hélium de remplissage ; densification du combustible au cours du temps, etc. Tous ces paramètres sont combinés sous forme d'un modèle semi-empirique qui permet d'établir les profils de température. Les valeurs calculées à partir de ce modèle ont été comparées à des mesures en pile et sont en bon accord avec les données expérimentales. La conception des crayons combustibles tient compte de différents incidents survenus en exploitation tels que : hydratation interne des gaines, densification des pastilles, flambage axial ou circonferentiel, flexion.

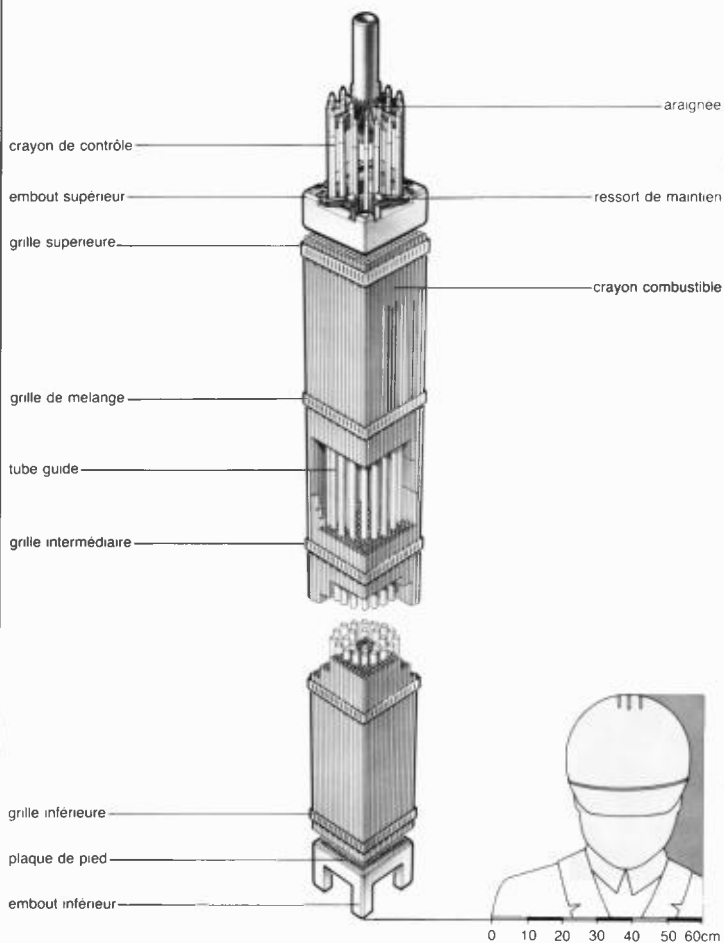
La gaine ne doit pas s'affaisser, ni dépasser sa limite élastique ; ni se gonfler de plus de 1 % en fonctionnement normal. La pression interne ne doit pas dépasser celle du circuit primaire (155 bar). L'oxydation progressive est prise en compte dans les calculs.

1. L'espacement entre crayons combustibles est assuré, à dix niveaux répartis sur leur longueur, par des grilles, en inconel 718 choisi en raison de sa bonne résistance à la corrosion et de ses excellentes propriétés mécaniques.

2. Cette évolution neutronique est très importante, car elle conditionne la distribution de puissance locale dans le cœur, donc la conception de la réfrigération, celle de la régulation de la puissance globale, et enfin, l'analyse des situations d'accidents.

Le cœur comporte 193 assemblages combustibles. Un assemblage est composé de 264 crayons. Les crayons sont constitués d'un empilement de pastilles d'oxyde d'uranium enrichi, obtenues par frittage et enfermées dans une gaine en alliage Zircaloy. Ce gainage assure l'étanchéité aux produits de fission. Le taux d'enrichissement de l'oxyde en uranium 235 varie de 2 à 3 % pour la première charge et il est ensuite d'environ 3 %.

Elément combustible



4. Le dégagement de chaleur dans les crayons reste, à pleine puissance, inférieur à 426 watts par centimètre de longueur, et, au maximum, avant arrêt d'urgence, inférieur à 590 W/cm, alors que la fusion ne risque de se produire qu'à partir de 755 W/cm. En fonctionnement normal, la marge de sécurité par rapport à la formation d'un film isolant de vapeur sur la gaine³ est de 30 %. Ainsi, le coefficient d'échange entre gaine et réfrigérant est toujours suffisant pour limiter la température des gaines. Cependant, en cas de nécessité, et pour éviter des puissances linéiques ou des flux critiques trop élevés, deux chaînes d'arrêt d'urgence, dont les points de consigne tiennent compte de la température du réfrigérant et de la distribution axiale de la puissance, font tomber les grappes de contrôle.

5. Durant leur vie dans le cœur (environ trois ans en régime établi) et du fait des manœuvres volontaires liées à l'exploitation, les crayons subissent de nombreux transitoires⁴ de fonctionnement, dont il faut, bien entendu, tenir compte dans la fabrication des crayons. Par exemple :

- la gaine et quelques pastilles peuvent entrer en contact : elles réagiraient l'une sur les autres si la température de la pastille s'accroissait après établissement du contact ;

- l'augmentation de la température du combustible développe dans la gaine des contraintes qui ne doivent pas excéder la limite élastique des matériaux la composant, même en cas de dépassement de la puissance nominale.

- la dilatation thermique n'étant pas la même pour les crayons et pour les tubes guides, il pourrait se produire un flambage⁵ des crayons si les assemblages ne permettaient pas un mouvement axial des barreaux. Ajoutons d'ailleurs qu'un blocage éventuel de débit dans un canal n'aurait que peu d'effet, car il se forme des turbulences et des débits transversaux locaux. Le flux normal se rétablit rapidement à 10/13 cm en aval du blocage.

6. La fabrication est soumise à un programme d'assurance qualité et à des contrôles systématiques, ou statistiques, dont la fiabilité résulte de l'expérience.

7. L'assemblage combustible subit des essais mécaniques et d'endurance hors pile, et des essais d'irradiation en pile-laboratoire. Il est surveillé en cours de service.

Les crayons absorbants

Les crayons absorbants, dont il existe deux types, les uns pour le réglage et les autres pour l'arrêt et dont la position détermine la puissance du réacteur, sont insérés, maintenus en position, ou retirés par des mécanismes de commande, fixés au couvercle de la cuve. Leur insertion amène le réacteur à puissance nulle ; leur mouvement compense les variations de réactivité induites par des variations de

3. La formation sur la gaine d'un film isolant de vapeur, non éliminé par la turbulence du débit de réfrigérant, intervient quand le flux de chaleur dépasse un seuil critique (flux critique) qu'il convient d'éviter. Ce phénomène a été étudié en laboratoire et l'on a notamment constaté qu'il est aisément maîtrisable par une réduction modérée de la puissance ; il est interprété en codes de calcul qui tiennent compte notamment : des pics de flux engendrés localement par le phénomène (déjà cité) de densification du combustible, des effets de l'excentricité des pastilles et de l'ovalisation des gaines qui déforment la répartition des puissances, de la présence des ailettes de mé-

lange des grilles. Les résultats obtenus à partir des codes ont été testés par des essais qui ont permis de préciser les marges d'erreur sur la réalité. Quand se produisent localement des déséquilibres de puissance, le niveau auquel le réacteur est arrêté d'urgence est automatiquement réduit en conséquence.

4. On désigne par ce terme une variation plus ou moins rapide de température et/ou de pression.

5. Un flambage est une déformation latérale de pièces longues travaillant en compression.

charge⁶ ou des fluctuations de la concentration en bore ou en xénon. En cas de panne d'énergie électrique, ils tombent en chute libre en moins de 150 milli-secondes.

On verra plus loin le lien existant entre la charge et la réactivité.

Tant par leurs matériaux constitutifs, choisis pour leur bonne tenue sous irradiation et résistant aux différentes corrosions, que par leur fabrication et l'assurance de qualité qui leur sont imposées, les crayons absorbants résistent aux sollicitations suivantes :

- pression et température de calcul du circuit primaire,
- usure correspondant au nombre d'arrêts d'urgence prévus,
- courbure possible du crayon due à un défaut d'alignement dans le tube guide,
- efforts imposés durant le mouvement ou la chute des grappes,
- irradiation correspondant à au moins quinze ans de service,
- dilatations thermiques différentielles.

De plus, l'analyse doit montrer que si l'enveloppe d'un mécanisme de commande casse, seule la grappe correspondante sera éjectée du cœur ; et que les crayons de poison consommable maintiennent le poison même en cas de rupture.

Les mécanismes de commande donnent lieu à l'analyse statique et dynamique, notamment pour les contraintes alternées engendrées lors des transitoires, et pour les conditions sismiques.

Le Centre d'Etudes Nucléaires de Cadarache (C.E.A.) dispose d'une installation permettant des essais aux conditions — notamment de température et de pression — de fonctionnement.

La tenue mécanique des dispositifs de régulation et leur aptitude sous irradiation sont analysées, essayées, vérifiées et inspectées en service. Le temps de chute des grappes (2,1 secondes) est vérifié, notamment pendant les arrêts du réacteur.

Les équipements internes

Les équipements internes comprennent tous les éléments intérieurs à la cuve du réacteur nécessaires pour assurer :

- le positionnement et le supportage des assemblages combustibles,
- la canalisation du réfrigérant primaire à travers le cœur,
- la protection thermique et neutronique des parois de la cuve au niveau du cœur,
- le guidage des grappes de crayons absorbants,
- le positionnement et le supportage de l'instrumentation du cœur (thermocouples, détecteurs de flux neutronique).

En plus des différents efforts, tels que : chargement dû au poids des différents équipements, aux transitoires d'exploitation, aux variations de température et/ou de pression..., la conception des équipements internes prend en compte le séisme normal admissible combiné avec les conditions de fonctionnement de catégories 1 et 2, et le séisme majoré de sécurité combiné avec les conditions de fonctionnement de catégorie 4.

Précautions prises pour une bonne fiabilité mécanique

La stabilité mécanique des assemblages combustibles est vérifiée pour une accélération (en cas de choc par exemple) allant jusqu'à six fois celle de la pesanteur.

6. La charge est, par définition, la quantité de courant électrique demandée à chaque instant par le réseau à l'alternateur. Cette charge dépend de

l'heure dans la journée, et du jour dans l'année. Elle est plus importante à 18 heures qu'à minuit ; plus importante le 20 décembre que le 15 août.

Les équipements internes peuvent supporter jusqu'à trois fois l'accélération de la pesanteur.

Les mécanismes de commande des barres subissent des essais d'endurance prolongés :

- le mécanisme d'encliquetage doit pouvoir effectuer, sans démontage ni remise en état, plusieurs millions de pas et plusieurs centaines de chutes de tige de commande ;
- la tige de commande doit pouvoir effectuer quelques milliers de courses complètes (descente et montée), quelques centaines de chutes depuis la position la plus haute, et d'accouplements-désaccouplements au pommeau de la grappe de contrôle.

Les guides de grappes supportent plusieurs millions de déplacements unitaires et centaines d'arrêts d'urgence. Les crayons absorbants : un millier d'arrêts d'urgence. De façon générale, chaque composante comporte une marge de sécurité.

Pour la situation la plus sévère considérée (séisme majoré de sécurité et perte de réfrigérant primaire) les déformations ou ruptures n'empêchent ni l'arrêt d'urgence, ni le refroidissement de secours. En pratique, les déformations de l'enveloppe du cœur, de la plaque supérieure du cœur et des guides de grappe restent dans des limites acceptables.

Il ne faudrait pas, en effet, qu'une déformation radiale excessive de l'enveloppe du cœur restreigne le débit du réfrigérant à une valeur égale à celle du débit dans la tuyauterie provenant de l'accumulateur de fluide sous pression. Au-delà, l'efficacité de l'injection de sécurité serait diminuée.

Il faut éviter aussi que la plaque ou un guide de grappes se déforme au point de provoquer un coincement permanent des grappes.

Sûreté de l'ensemble

Le cœur et les différents circuits étudiés dans les chapitres suivants sont conçus et réalisés de façon que :

- en catégories 1 et 2 de fonctionnement⁷, le nombre de gaines endommagées⁸ reste faible et compatible avec les protections biologiques et les purifications du système primaire ;
- en catégories 3 et 4⁷, le réacteur soit ramené à un état sûr.

Les études de sûreté prennent en compte les incidents éventuels suivants : blocage en position haute de la grappe la plus anti-réactive ; modifications locales de la géométrie, et donc des régimes thermiques ; gonflement du crayon jusqu'à 1 % ; efforts anormaux sur les assemblages.

7. Voir chapitre 5, l'encadré caractérisant les catégories de fonctionnement.

8. Une gaine endommagée laisse échapper des produits de fission qui polluent le circuit primaire. Par ailleurs, en cas de défaut de gaine, de l'eau peut y pénétrer jusqu'à ce que la pression interne égale la pression externe (celle du modérateur).

La présence d'eau sur le combustible augmente la puissance, donc la température de celui-ci. Mais de deux choses l'une : ou la brèche est relativement grande et l'élévation de température gonfle le combustible qui chasse l'eau : le phénomène est autolimité, ou la brèche est étroite et l'introduction de l'eau est lente : l'échauffement aussi, donc supportable.

Précautions contre les chocs de puissance

Toutes les précautions sont prises pour que la vitesse d'augmentation de la réactivité (par retrait des grappes ou par dilution du bore) reste dans des limites acceptables, autrement dit que la puissance ne s'élève pas trop brusquement. Inversement, la vitesse de réduction de la réactivité respecte l'intégrité du circuit primaire, même en cas d'accident de catégorie 4.

Précautions contre les fausses manœuvres

L'arrêt du réacteur est sûr même si la grappe la plus anti-réactive reste en position haute : cela résulte du dimensionnement (calculé avec une large marge de sécurité et dans les conditions les plus pessimistes) des autres grappes absorbantes ; et compte tenu, bien entendu, de la réactivité introduite par le passage de l'état « chaud-pleine puissance » à l'état « chaud-puissance nulle » dont il a été question dans la description de la centrale de 1 300 mégawatts.

Précautions contre les oscillations xénon

Des analyses approfondies et des essais en simulation directe ont été effectués au sujet des oscillations xénon en fonction de l'épuisement du combustible : il en résulte que la stabilité axiale diminue, alors que la stabilité radiale augmente. L'opérateur a les moyens de surmonter une certaine instabilité axiale. En cas d'échec, sa conduite lui est dictée par les Consignes d'Exploitation. Des précautions sont prises contre les défauts qui affecteraient la symétrie de la répartition radiale de la puissance.

Rôle du circuit de contrôle volumétrique et chimique

Ce circuit (qui sera présenté plus loin) permet par injection de bore de diminuer le rythme de multiplication des neutrons d'autant plus vite d'ailleurs que la concentration en bore est plus faible. Deux modes de fonctionnement sont prévus : l'un normal, l'autre en cas de nécessité, environ deux fois plus énergique que le premier. Les données fournies par l'instrumentation du cœur (détecteurs de flux et thermocouples insérés dans les tubes « doigts de gant ») permettent, à tout instant, grâce à des codes de calcul de connaître avec une précision acceptable (erreur limitée à 5 % avec un degré de confiance de 95 %) et donc de contrôler les puissances locales dans le cœur et notamment les éventuels points chauds.

Les coefficients de température

Une totale sécurité intrinsèque résulte du fait que ce qu'il est convenu d'appeler les « coefficients de température » sont négatifs, c'est-à-dire que, sous les réserves explicitées plus loin, une augmentation de la température entraîne une diminution de la réactivité.

1. S'agissant du combustible, une augmentation de sa température facilite la capture des neutrons par l'isotope 238, donc une moindre disponibilité pour l'uranium 235, donc une moindre réactivité. Ce phénomène naturel porte le nom d'« effet Doppler ».
2. S'agissant du modérateur, une augmentation de sa température s'accompagne d'effets (sur sa densité et sur le comportement des neutrons) qui aboutissent ensemble à une diminution de la réactivité.

Toutefois, il convient de souligner l'influence de la présence dans le modérateur de bore soluble dont la densité diminue lorsque la température du modérateur augmente, ce qui se traduit par une diminution de l'empoisonnement du cœur, d'où introduction

dans les coefficients d'une composante positive qui peut être importante si la concentration en bore l'est aussi. Mais grâce aux crayons de poison consommable et aux grappes de contrôle, la concentration en bore peut être maintenue suffisamment faible pour que le coefficient de température reste négatif dans les conditions nominales de fonctionnement. Cela est, par ailleurs, d'autant plus aisé que le combustible est plus usé.

Instabilités hydrodynamiques

Ces instabilités génératrices de vibrations, de modification du coefficient de température, et éventuellement de flux critique ne peuvent se produire ici (réseau ouvert). L'expérience vérifie bien cette remarque. Il n'y a début d'instabilité qu'à un niveau de puissance supérieur de 185 % à la puissance nominale.

9

Sûreté du circuit primaire

Rempli d'eau ordinaire maintenue sous pression afin qu'elle ne bout pas (sauf au sommet du pressuriseur), le circuit primaire comprend la cuve, le pressuriseur, quatre boucles composées chacune d'une pompe primaire, d'un générateur de vapeur et de l'ensemble des tuyauteries de liaison. C'est après le gainage du combustible, la deuxième barrière contre le relâchement de produits radioactifs.

La cuve renferme le cœur qui a été étudié au chapitre précédent.

Le pressuriseur, seul endroit du circuit primaire où l'eau est en contact avec sa vapeur, assure la régulation de la pression du circuit en agissant, par l'intermédiaire d'un dispositif d'aspersion d'eau froide – ou au contraire de cannes chauffantes sur la température, donc la pression, de la vapeur présente à son sommet.

Sur les tuyauteries du circuit primaire dont les plus importantes ont des diamètres intérieurs compris entre 300 et 740 mm, sont raccordées celles des divers circuits auxiliaires détaillés plus loin. L'ensemble, y compris les robinets (vannes, soupapes) dont elles sont munies, est en acier inoxydable austénitique. Toutes dispositions sont prises pour assurer l'isolement du circuit primaire et des divers circuits auxiliaires par deux vannes en série dont le fonctionnement est à la fois sûr et rapide. Ainsi les vannes séparant le circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) du circuit primaire sont verrouillées et ne peuvent s'ouvrir qu'en dessous d'un seuil de pression (environ 30 bar).

Il y a toutefois quelques exceptions pour les circuits qui ne jouent pas un rôle essentiel en situation accidentelle et pour lesquels l'action manuelle de l'opérateur est suffisante.

Précautions prises pour la sauvegarde du circuit primaire

L'intégrité mécanique du circuit primaire principal est un objectif essentiel qui conditionne sa construction, son contrôle, sa surveillance et son exploitation. Une visite complète a lieu au bout d'un maximum de 30 mois après la mise en service. Des visites périodiques, visant notamment les points délicats, sont effectuées en outre au cours de chaque arrêt pour chargement du combustible.

Contre les effets de la pression

Le circuit est sous pression : celle-ci est strictement limitée. Les épreuves de résistance se font à 1,33 fois la pression de calcul. La protection du circuit primaire contre les surpressions est réalisée par les trois vannes de décharge et les trois soupapes de sûreté du pressuriseur qui restent étanches malgré les efforts et les vibrations provoquées par leur fonctionnement. La pression de service étant de 155 bar, l'aspersion au pressuriseur commence à 157 bar ; les vannes de décharge

s'ouvrent à 160 bar, le réacteur est arrêté d'urgence à 165 bar, les soupapes de sûreté s'ouvrent à 172 bar.

Au surplus, on postule une rupture totale de tuyauterie primaire et on fait en sorte que cet accident n'entrave pas l'action des circuits de sauvegarde et ne provoque pas d'autres dégâts dans les autres circuits auxiliaires de la chaudière ou sur les éléments du circuit secondaire nécessaires au refroidissement du circuit primaire.

Moins graves qu'une rupture brutale, les déformations, fissurations, – correspondant à des fatigues cumulatives (cycliques ou non) – dont les matériaux pourraient être le siège, sont prises en compte pour le dimensionnement des composants.

Contre les effets des situations normales ou incidentelles

Les différentes situations dans lesquelles peut se trouver le circuit primaire durant sa mission et qui servent de base à la conception de ses composants sont les suivantes :

Transitoires normaux de fonctionnement

- passages de l'arrêt à froid à l'arrêt à chaud ou inversement,
- montées en puissance depuis l'arrêt à chaud,
- baisses de puissance progressives jusqu'à l'arrêt à chaud,
- variations de charge programmée,
- variations de puissance sans régulation de température,
- baisses de charge en échelon,
- fluctuations d'origine interne ou externe,
- maintiens en arrêt à chaud,
- mises à l'arrêt d'une pompe primaire,
- essais de lancement de la turbine,
- transitoires particuliers lors des essais.

Incidents courants de fonctionnement

- retrait incontrôlé de grappes de contrôle, réacteur sous-critique,
- retrait incontrôlé de grappes de contrôle, réacteur en puissance,
- mauvais positionnement, chute d'une grappe ou d'un groupe de grappes,
- dilution incontrôlée d'acide borique,
- perte partielle de débit primaire,
- démarrage d'une boucle inactive,
- perte totale de charge déclenchement turbine,
- perte de l'eau alimentaire normale,
- mauvais fonctionnement de l'eau alimentaire normale,
- perte des alimentations électriques externes,
- augmentation excessive de la charge,
- ouverture intempestive d'une soupape du pressuriseur, (dépressurisation momentanée du circuit primaire),
- ouverture intempestive d'une soupape secondaire,
- démarrage intempestif de l'injection de sécurité ou de la borication.

Incidents de troisième catégorie

- perte de réfrigérant primaire (petites brèches),
- ouverture intempestive d'une soupape du pressuriseur (dépressurisation de longue durée du circuit primaire),
- petite brèche sur tuyauterie du secondaire,

- perte totale de débit primaire,
- mauvais positionnement d'un assemblage combustible dans le réacteur,
- retrait d'une grappe de contrôle à pleine puissance,
- rupture du réservoir du circuit de contrôle volumétrique et chimique,
- rupture du réservoir de stockage du circuit de traitement des effluents gazeux.

Incidents (ou accidents) de quatrième catégorie

- rupture importante d'une tuyauterie vapeur,
- rotor bloqué d'une motopompe primaire,
- éjection d'une grappe de régulation,
- rupture d'un tube de générateur de vapeur,
- rupture d'une tuyauterie d'eau alimentaire principale,
- rupture d'une tuyauterie primaire.

Epreuves hydrauliques

- épreuves hydrauliques individuelles,
- épreuves hydrauliques de l'ensemble du circuit primaire,
- renouvellement d'épreuves.

Le bon comportement du circuit primaire dépend essentiellement, à sollicitations données, de la conception des supports et butées et de leur comportement, dans les trois situations perturbées suivantes :

- montée et descente en température,
- séisme,
- rupture d'une tuyauterie.

Montée ou descente en température

Le circuit primaire est le siège de dilatations ou de contractions thermiques. Les composants et les supports doivent ne subir que des contraintes acceptables.

La cuve constituant le point fixe du circuit primaire se dilate radialement et axialement sans contraintes. Mais elle ne peut ni tourner ni se déplacer dans un plan horizontal.

Les pompes et les générateurs de vapeur, ancrés radialement par des amortisseurs peuvent se déplacer librement par rapport à la cuve sous la poussée des tuyauteries de liaison, en expansion ou contraction lente. Au contraire, si la sollicitation est rapide (voir ci-après) les amortisseurs se bloquent.

Séisme

Les effets sont déterminés : d'une part, pour le séisme normal admissible, superposé aux situations de deuxième catégorie ; d'autre part, pour le séisme majoré de sécurité, accompagné d'une rupture totale de tuyauterie (primaire ou vapeur). Les fréquences de résonance du plancher et du circuit primaire sont éloignées. Et les amortisseurs, comme dit ci-dessus, deviennent des ressorts extrêmement rigides. Le pressuriseur est muni de patins sismiques.

Rupture brutale de tuyauterie

Il a été retenu 11 localisations représentatives pour l'étude des effets de rupture qui pourraient intervenir soit par déchirure ductile, soit par rupture fragile. Aucune d'elles ne doit pouvoir entraîner la rupture d'une pompe ou d'un générateur de vapeur, ni celle de la cuve, ni celle d'une autre tuyauterie, proche ou éloignée. Ceci implique que les déplacements des gros composants soient strictement limités. La nécessité de limiter les déplacements définit l'élasticité des supports et butées : la déformation ne doit pas excéder 80 % de la valeur conduisant à la ruine. Le fouettement de la

tuyauterie rompue est pris en compte. Les dispositions prises respectent les exigences du béton et permettent l'inspection en service. Les jeux sont réglés lors des essais à chaud. Les calculs sont faits par des codes reconnus fiables.

Contre les effets de la corrosion

La corrosion du circuit primaire rempli d'eau boriquée à haute température, est gênante non pas tellement par la diminution des épaisseurs (l'acier est doté d'une surépaisseur correspondant à 40 ans de corrosion), mais par la dissémination des particules dans l'eau et par les effets thermiques, hydrauliques et radiologiques qui en résultent. On la limite par l'emploi systématique, soit dans la masse, soit en revêtement, d'acier inoxydable ou d'alliage à haute teneur en nickel, dont la vitesse de corrosion n'est que de quelques microns par an, précaution étant prise pour éviter les corrosions localisées (intercristalline, sous tension).

Ces précautions contre les corrosions localisées concernent le conditionnement chimique des fluides, la limitation de la sensibilisation des matériaux et l'absence de contamination des surfaces par des espèces chimiques dangereuses. On diminue l'agressivité chimique du fluide primaire par des additions de lithine. De plus, le milieu alcalin, où les produits de corrosion sont d'autant plus solubles que la température augmente, favorise le transfert de la gaine vers le générateur de vapeur. Le sens de cette migration des produits de corrosion a pour conséquence essentielle de limiter l'encrassement des gaines de combustible ce qui réduit leur probabilité de rupture et favorise les transferts thermiques.

Le fluide primaire est, en permanence, purifié par filtration et déminéralisation.

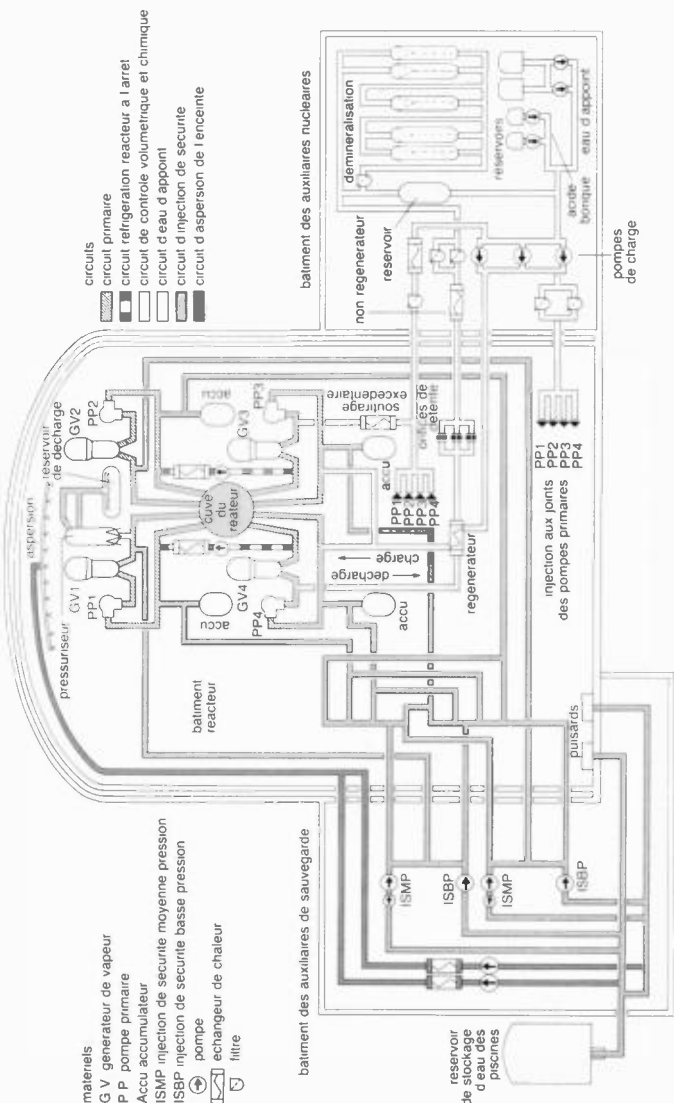
Le fluide secondaire qui est à l'extérieur des tubes des générateurs de vapeur est traité à l'ammoniac. On ajoute de l'hydrazine pour désoxygéner. Des prélèvements continus (dits « purges ») permettent de maintenir à un niveau acceptable la concentration en impuretés du circuit secondaire. Les purges des générateurs de vapeur sont filtrées avant d'être renvoyées au condenseur.

La limitation de la sensibilisation s'obtient par une sélection d'acier austénitique à bas et/ou très bas carbone, et par des méthodes de fabrication appropriées. Des essais normalisés, à effets accélérés, permettent des vérifications en cours de fabrication.

L'absence de contamination, exigée par l'arrêté du 26/02/1974, s'obtient par la réalisation, avant mise en service, d'un haut degré de propreté, constaté visuellement ou par analyse minutieuse des eaux de rinçage.

Si, en dépit de toutes les précautions prises, une fuite vient à se produire, elle est détectée par la modification d'une température ou d'une radioactivité constamment contrôlée. Ainsi une fuite à travers une fissure d'un tube d'échangeur modifie la radioactivité secondaire : il est admis que certaines fuites se répandent dans l'enceinte dont elles augmentent l'humidité, à moins qu'elles ne s'écoulent dans des puits. Le rapport détaille les dispositions prises pour en mesurer l'importance.

Schéma réacteur circuits auxiliaires



Dispositions détaillées

La cuve

Elle repose sur quatre épaulements situés au niveau des tubulures d'entrée et de sortie. La charge résultant de la masse des équipements internes est transmise à la partie supérieure de la cuve. Les traversées du fond de cuve sont de faible diamètre et protégées contre leur éjection accidentelle. Les goujons d'assemblage cuve-couvercle sont mis en tension simultanément par une même machine : ceci assure un serrage homogène et diminue le temps d'exposition du personnel. Une fuite éventuelle au joint est collectée et détectée.

La cuve ne comporte aucune soudure longitudinale. Tous les joints soudés sont réalisés et détensionnés en atelier au Creusot.

Le revêtement interne est en acier inoxydable de 7,5 mm d'épaisseur au minimum. L'ensemble de la cuve est recouvert d'un calorifuge démontable.

Les parties présentant un risque de grippage sont chromées. La pression de calcul de la cuve est : 172,3 bar absolu. La pression d'essai de la cuve est de 1,33 fois la pression de service. La température : 343 °C. La tenue de la cuve est calculée dans les quatre catégories de situations, les deux premières incluant le séisme normal admissible, et la quatrième le séisme majoré de sécurité, à quoi s'ajoutent les effets corrélatifs sur les tubulures.

Le dimensionnement et le comportement de la cuve sont déterminés à l'aide de codes de calcul très élaborés.

Les pièces de la cuve sont contrôlées par ultra-sons ; les soudures, par ultra-sons et radiographie, avant et après épreuve hydraulique et si nécessaire, par ressuage ; les chanfreins de soudure, par magnétoscopie.

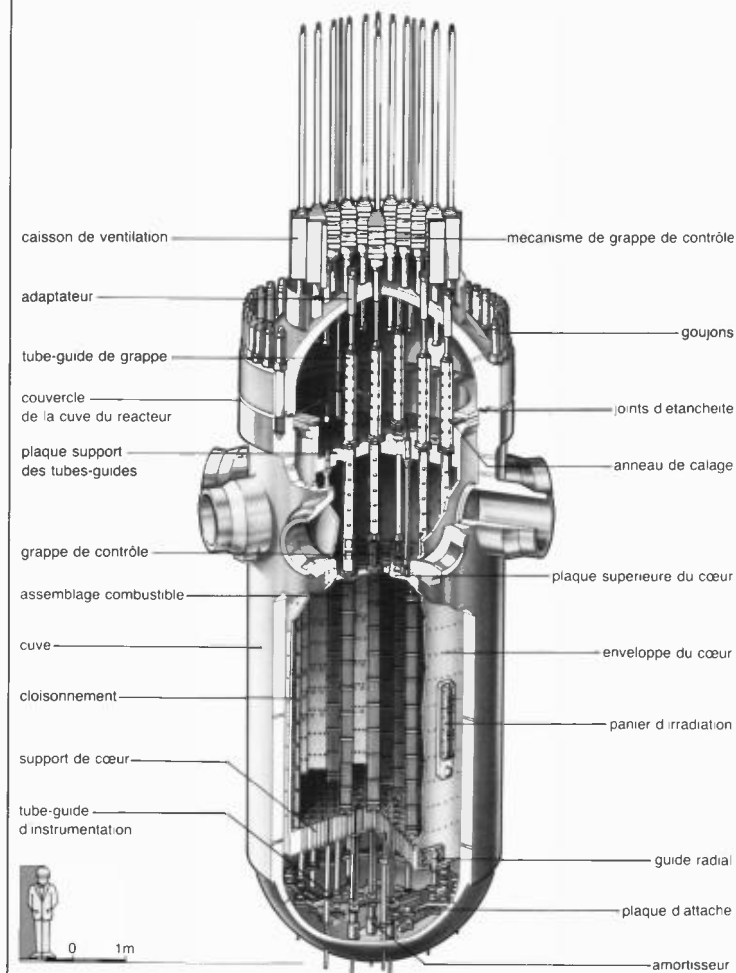
La tenue des matériaux à l'irradiation est surveillée par six capsules contenant des éprouvettes placées dans la cuve.

La mise en place et la fixation s'entourent des précautions d'usage.

La cuve du réacteur est constituée de viroles cylindriques forgées, puis soudées entre elles, et fermée en partie inférieure par un fond hémisphérique traversé par des pénétrations pour le passage de l'instrumentation du cœur (mesures de flux). En partie supérieure, une virole spéciale reçoit les huit tubulures d'entrée et de sortie de l'eau primaire, rapportées par soudage. Cette virole est complétée par une bride épaisse sur laquelle vient s'appuyer le couvercle de la cuve constitué d'une calotte hémisphérique soudée à une bride. Cette calotte est traversée par des pénétrations pour le passage des tiges de commande des grappes de contrôle du réacteur et pour le passage des thermocouples des mesures de température du cœur. La fixation du couvercle amovible de la cuve est assurée par un ensemble de goujons – rondelles et écrous – et l'étanchéité obtenue par deux joints concentriques.

Matériaux de la cuve et du couvercle : acier faiblement allié au manganèse-nickel-molybdène ; revêtement intérieur en acier inoxydable austénitique.

Cuve du réacteur



Les motopompes primaires

Elles comportent trois joints tournants d'arbre en série, dont un à fuite contrôlée permettant la lubrification du palier de la pompe. Les paliers, et les joints d'étanchéité, sont protégés de la chaleur de l'eau primaire par une injection d'eau froide, filtrée, relayée en cas de panne. Le moteur, de conception classique, est refroidi à l'air. Sa température, ses vibrations et les déplacements radiaux de sa ligne d'arbre sont surveillés. Un volant d'inertie maintient la pompe en rotation pendant un certain temps après une panne éventuelle. La marche en rotation du mauvais côté est exclue par construction. La durée de vie, base des calculs, est de 40 ans, certaines pièces devant toutefois être périodiquement remises en état ou renouvelées.

Le comportement des motopompes et de leurs éléments associés est étudié pour les diverses catégories de situations, avec les mêmes hypothèses que pour la cuve. De plus, le groupe peut supporter sans dommage 125 % de la vitesse nominale.

Caractéristiques : débit nominal : 22 890 m³/h, vitesse de rotation : 1 485 tours/mn.

Les performances des pompes ont été vérifiées sur modèle réduit aux Etats-Unis et en vraie grandeur en France, à Gennevilliers. Les joints d'étanchéité sont essayés sur des bancs d'essais spéciaux.

D'éventuelles anomalies aux paliers du moteur sont signalées en salle de commande, à la fois par des mesures de température, de niveau d'huile ou d'intensité électrique. Les caractéristiques du métal anti-friction des paliers et butées sont telles que la possibilité de rotation par inertie des pompes est maintenue en cas de simultanéité de séisme et de perte des alimentations électriques externes.

La fabrication du volant est particulièrement soignée. Il est calculé pour qu'il n'y ait aucune possibilité de création de projectile même pour les survitesses accidentelles.

Les motopompes sont essayées en usine, divers incidents étant simulés. Des mesures complètes sont réalisées sur le site après montage. Périodiquement, des inspections partielles ou complètes sont pratiquées.

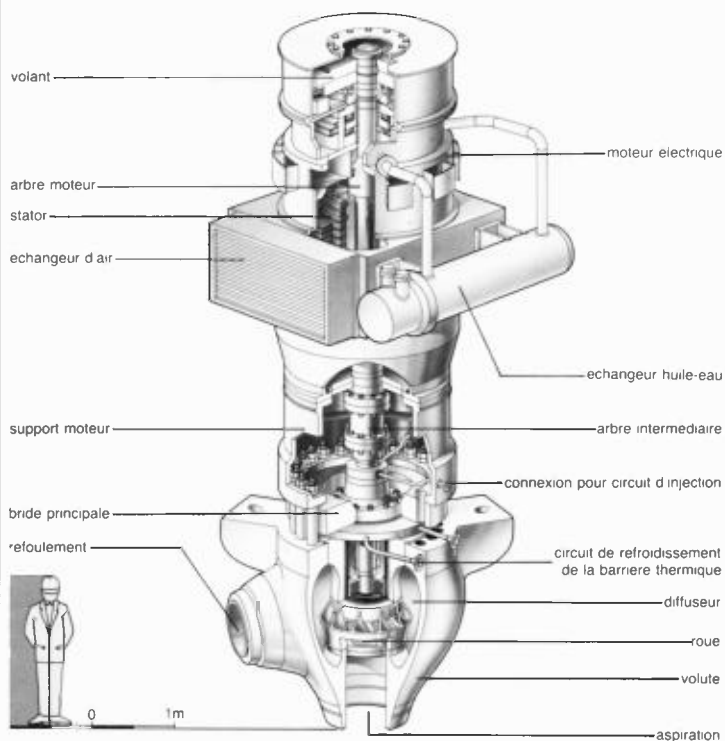
Chaque boucle est équipée d'un groupe moto-pompe vertical, le moteur étant situé au-dessus de la pompe. Ce groupe assure la circulation du fluide primaire à travers la cuve et le générateur de vapeur de la boucle. La pompe est du type hélico-centrifuge. Le moteur à induction, à cage d'écureuil, du type protégé.

La volute est du type « tulipe », moulée en acier inoxydable d'une seule pièce, pattes de supportage comprises.

La roue de pompe, à 7 aubes à profil hélico-centrifuge, est fixée rigidement, en porte-à-faux, à l'extrémité inférieure de l'arbre.

Le groupe comprend trois paliers. Un dispositif d'anti-dévirage est intégré au moteur, permettant d'éviter que la pompe soit entraînée en sens inverse lorsqu'elle est arrêté, alors que les trois autres pompes sont en fonctionnement. Un volant en deux plaques équipe le groupe pour augmenter l'inertie du mobile de façon à donner un temps de ralentissement suffisant pour assurer le refroidissement du cœur.

Pompe primaire



Les générateurs de vapeur

Ils utilisent la puissance thermique extraite du cœur par l'eau du circuit primaire pour produire à partir de l'eau d'alimentation venant du poste de réchauffage, la vapeur nécessaire au circuit secondaire de la tranche, constitué notamment par la turbine, le condenseur et les réchauffeurs d'eau alimentaire.

Chaque générateur de vapeur fait partie de l'une des boucles du circuit primaire ; il est relié au réacteur et à la pompe primaire par des tuyauteries de faible longueur ; et à la salle des machines par les tuyauteries d'eau d'alimentation et les tuyauteries de vapeur.

Le générateur de vapeur est un échangeur vertical à tubes en U, équipé à sa partie supérieure, pour séparer l'eau de la vapeur saturante, de 18 séparateurs centrifuges et d'un sécheur à chicanes ; le titre final de la vapeur est de 99,75 % dans les conditions normales de fonctionnement et de variation de puissance.

L'eau primaire circule à l'intérieur des tubes en U, entre et sort du générateur de vapeur par des tubulures situées sur le fond hémisphérique ; ce fond est séparé en deux compartiments étanches par une plaque verticale, formant ainsi une boîte à eau d'entrée et une boîte à eau de sortie.

Du côté secondaire, l'eau alimentaire pénètre à la partie supérieure du générateur de vapeur, puis est distribuée par l'intermédiaire d'un collecteur torique convenablement percé sur son pourtour, surmonté de tubes en crosse. L'eau alimentaire et l'eau de recirculation provenant des dispositifs de séchage et de séparation se mélangent et s'écoulent vers le bas de l'appareil à travers l'espace annulaire compris entre le corps du générateur et l'enveloppe du faisceau. Cette eau secondaire est ensuite introduite radialement à la base du faisceau, puis remonte vers le haut de l'appareil à travers le faisceau tubulaire pour y être réchauffée et vaporisée.

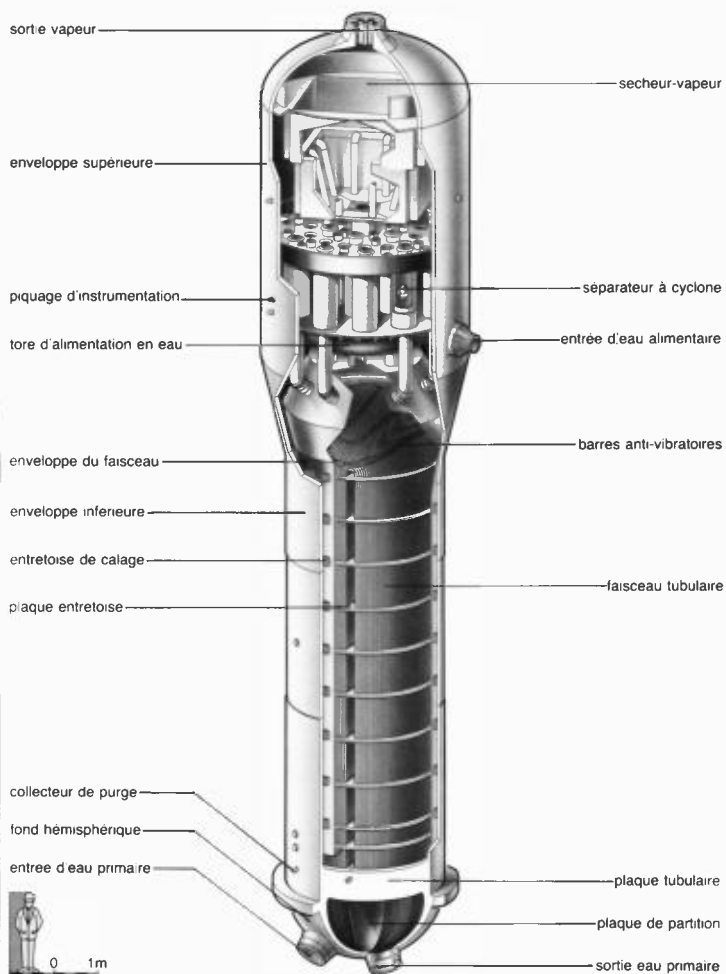
La tubulure de sortie de vapeur dans laquelle est incorporé un limiteur de débit, intervenant en cas de rupture de la tuyauterie vapeur, est située sur le fond supérieur.

Du fait de la position géométrique des générateurs de vapeur par rapport à la cuve du réacteur, ainsi que par leur fonction de « point froid » dans le circuit primaire, il peut s'établir une circulation par thermosiphon dans celui-ci. Cette circulation naturelle permet, immédiatement après la chute des grappes et en cas de défaillance des pompes primaires, d'extraire la puissance thermique dégagée dans le cœur par la radioactivité des produits de fission.

Les parois exposées au fluide primaire sont revêtues d'acier inoxydable ou d'inconel. Les tubes sont en inconel 600. Côté secondaire l'enveloppe sous pression est en acier

Les générateurs de vapeur constituent l'interface entre les circuits primaire et secondaire. Côté primaire, le fluide circule à l'intérieur des tubes du faisceau, entrant et sortant par les tubulures situées sur le fond hémisphérique inférieur divisé en compartiments d'entrée et sortie par la plaque de partition. Côté secondaire, l'eau alimentaire distribuée par un tore circule dans un espace annulaire délimité par l'enveloppe inférieure et l'enveloppe du faisceau. Elle pénètre à la base du faisceau, monte dans celui-ci par convection, et se vaporise. La vapeur traverse alors successivement les séparateurs à cyclone et les sécheurs, et s'échappe par la tubulure de sortie vapeur. L'eau éliminée par les équipements de séchage est mélangée à l'eau alimentaire et redescend vers la base du faisceau tubulaire (recirculation).

Générateur de vapeur



au carbone de même que les éléments de séparation et de séchage. L'eau du circuit secondaire est traitée chimiquement pour réduire au maximum les risques de corrosion.

Les tubes sont encastrés sur toute la hauteur de la plaque tubulaire qu'ils traversent. La soudure tube-plaque connaît ainsi moins de sollicitations et la plaque peut conserver sa double fonction d'étanchéité et de résistance mécanique.

Le fluide circulant à l'extérieur des tubes peut y induire des vibrations ; on utilise donc des plaques entretoises en partie courante, et des barres crantées antivibratoires dans les cintres supérieurs.

Les pressions de calcul sont : au primaire : 171,3 bar effectif ; au secondaire : 88,5 bar effectif.

Les températures de calcul sont : au primaire : 343 °C ; au secondaire : 316 °C.

La tenue des générateurs de vapeur est calculée pour les quatre catégories de situations, moyennant les hypothèses déjà indiquées pour la cuve et valables pour les motopompes.

Les épreuves hydrauliques sont réalisées conformément à l'arrêté du 26/02/1974 pour le côté primaire, et au décret du 02/04/1926 pour le côté secondaire.

L'étanchéité du générateur de vapeur est vérifiée avant le premier démarrage, avec le reste du circuit primaire. En outre, des inspections détaillées ont lieu pendant chaque arrêt pour rechargement notamment en ce qui concerne l'état du faisceau tubulaire.

Les supports du générateur de vapeur

Le support vertical du générateur de vapeur est assuré par 4 béquilles articulées sur des chapes à rotule permettant des mouvements sans contrainte pendant la montée en température, ou le refroidissement du circuit primaire, ainsi que de légers désaxages pendant les dilatations thermiques de la boucle.

Horizontalement et au niveau inférieur, le guidage autorise des mouvements radiaux pendant les dilatations. Des butées maintiennent le générateur de vapeur en cas de rupture de la tuyauterie vapeur.

Ces éléments sont calculés en conséquence.

Horizontalement et au niveau supérieur, le guidage et le maintien sont assurés par un anneau ceinturant le générateur de vapeur. En outre, quatre amortisseurs bloqueurs à double effet limitent les mouvements rapides induits par une rupture de tuyauterie ou un séisme, mais permettent les mouvements lents liés à la dilatation thermique.

Les conditions d'étude, de fabrication, de montage, de maintenance, d'analyse aux accidents sont analogues à celles des autres composants du circuit tels que les supports de pompe et du pressuriseur.

Les tuyauteries primaires

Elles sont dimensionnées pour les pression et température de calcul, et analysées pour les différentes catégories de situations.

Les matériaux de base (forgés ou moulés) sont soigneusement contrôlés. Les soudures à réaliser sur le site sont réduites au minimum.

Les coudes sont moulés monobloc, les extrémités usinées. Les soudures de rabouillage font l'objet de soins particuliers. Les soudures circonférencielles sont arasées. Les piquages sont positionnés avant soudure. Toutes les soudures sont à pleine pénétration. Tous les procédés de soudage sont soumis à homologation par

une série de tests. Les soudeurs eux-mêmes ont subi des examens de qualification. L'épreuve hydraulique individuelle des tronçons constitués est faite en usine au taux de 1,8 fois la pression de calcul. Le montage sur le site se fait par phases successives, les pièces à raccorder étant d'abord présentées, puis éventuellement rectifiées, puis soudées.

Le pressuriseur

C'est une enceinte cylindrique sous pression, remplie d'eau et de vapeur, et dont le rôle est :

- de maintenir la pression primaire constante pendant le fonctionnement normal de la chaudière,
- de limiter à une valeur admissible et de compenser les variations de pression résultant d'une expansion ou d'une contraction de l'eau du circuit primaire,
- d'assurer la sûreté du circuit primaire vis-à-vis des surpressions par l'intermédiaire des soupapes de sûreté.

Il est relié, en antenne, au reste du circuit primaire par une tuyauterie de 404,6 mm de diamètre extérieur (épaisseur 40,46 mm) dite tubulure d'expansion. Il comporte :

- en bas, 90 pénétrations pour 90 cannes chauffantes (résistances électriques d'une puissance totale de 2 160 kW) qui maintiennent l'eau du pressuriseur à la température de saturation correspondant à la pression de service primaire, et donc en équilibre avec sa vapeur ;
- en haut, une tubulure d'aspersion, connectée à la branche froide de deux boucles primaires ;
- en haut également, les trois soupapes de sûreté ;
- et trois vannes pneumatiques de décharge, s'ouvrant en cas de surpression incidente, et évitant l'ouverture des soupapes.

Le pressuriseur est muni d'un trou d'homme et d'instrumentation. Il est fixé au plancher par 24 boulons, résistant à tous les cas d'accident. L'intégrité mécanique et électrique des cannes chauffantes subsiste pour les situations de deuxième et troisième catégories. Elles sont maintenues par deux plaques-supports, et peuvent être remplacées.

Le fonctionnement du pressuriseur se décrit ainsi :

- en régime permanent, l'ensemble eau-vapeur est maintenu à une température telle que la pression de vapeur saturante soit proche de la pression de service ;
- suite à une augmentation de la charge demandée par la turbine, la diminution du volume du fluide primaire entraîne une chute de pression à laquelle correspond une baisse de température de la vapeur saturante. Cette chute de pression est limitée par la mise en fonctionnement des cannes chauffantes qui régénèrent de la vapeur saturante ;
- suite à une baisse de charge demandée par la turbine, l'augmentation du volume du fluide primaire entraîne une augmentation de pression. Pour la limiter, on pulvérise, à travers la chambre de vapeur, l'eau provenant d'une branche froide du circuit primaire. La vapeur se refroidit, se condense, ce qui a pour effet d'abaisser la pression de la vapeur saturante ;
- ses vannes de décharge permettent de compenser les trop grandes augmentations de volume : elles sont capables de faire face aux variations du volume correspondant à la plupart des transitoires.

Les volumes d'eau et de vapeur du pressuriseur satisfont aux exigences suivantes :

- ils suffisent pour maintenir la pression souhaitée lors des différents transitoires ;

- les cannes chauffantes ne sont pas découvertes pendant une augmentation brutale de charge égale à 10 % de la charge nominale ;
- le volume de vapeur est suffisamment important pour accepter l'à-coup résultant d'une réduction de charge de 5 % par minute, sans que le niveau de l'eau atteigne le niveau haut qui commande l'arrêt d'urgence du réacteur ;
- le volume de vapeur est suffisamment important pour prévenir une décharge de l'eau à travers les soupapes de sûreté à la suite d'une perte du réseau¹ avec niveau d'eau élevé, circonstances qui provoquent l'arrêt d'urgence du réacteur ;
- le pressuriseur ne doit pas être vidé lors d'un arrêt d'urgence du réacteur et de la turbine.

Comme la cuve, les générateurs de vapeur et les pompes, le pressuriseur est étudié dans les quatre catégories de situations, avec les mêmes hypothèses de séisme, et les mêmes effets corrélatifs sur les tubulures.

Dans le cadre de l'assurance qualité, les opérations de fabrication et de montage des matériaux et des pièces sont soumises à des contrôles sévères. Le pressuriseur est entièrement réalisé en usine.

Le taux de l'épreuve hydraulique individuelle est de 235 bar, soit 1,37 fois la pression de calcul.

Pour sa stabilité en cas de séisme, le pressuriseur comporte un dispositif de maintien latéral, constitué de quatre butées, à 90° l'une de l'autre, situées à peu près au niveau du centre de gravité du pressuriseur ; ces butées fixées sur les parois de la casemate sont ajustées au moyen de cales, réglées lors des essais à chaud, sur les « patins sismiques » soudés sur le pressuriseur ; les cales sont dimensionnées de manière à ce qu'un léger jeu existe et permette une libre dilatation du pressuriseur.

Les soupapes de sécurité du pressuriseur doivent présenter un haut niveau de fiabilité et leur fonctionnement doit être aussi indépendant que possible des sources extérieures d'énergie.

Le pressuriseur est relié à un réservoir de décharge rempli d'eau à 49 °C pouvant absorber 110 % de la vapeur stagnant dans le pressuriseur à pleine puissance, et s'échauffant le cas échéant à 93 °C. Le réservoir est muni de disques dont la rupture engendre une possibilité de vidange égale au débit total des soupapes de sûreté.

Le supportage des tuyauteries primaires

Chaque boucle primaire comporte des butées anti-fouettement dont le rôle est de limiter le déplacement des tuyauteries en cas de rupture.

L'instrumentation du cœur

Les détecteurs de neutrons se déplacent dans des tubes en inox dénommés « doigts de gant » qui, disséminés au sein des assemblages combustibles, les isolent du fluide primaire. Pour rejoindre la salle d'instrumentation située à proximité du puits de cuve, les tubes traversent la paroi de la cuve, les étanchéités nécessaires sont assurées par des buselures et des vannes manuelles, ces dernières n'étant fermées que lors d'un retrait complet de doigt de gant (cas de fuite). Toutes ces pièces sont calculées pour 171,3 bar effectif et 280 °C, avec des coefficients de sécurité adaptés à chaque cas particulier, et subissent des contrôles rigoureux.

1. Terme signifiant que le réseau n'écoule plus le courant produit par l'alternateur (rupture de ligne par exemple).

Les doigts de gant doivent, à la fois, être suffisamment résistants pour tenir la pression primaire à la température maximale du fluide primaire et suffisamment souples et élastiques pour présenter un effort minimum d'introduction et de retrait sur les 19 m de leur cheminement (pour les plus longs).

On utilise donc de l'acier type 721, présentant la meilleure résistance à la température de 343 °C. De plus, les tubes subissent après hypertexte un écrouissage à froid, leur conférant une limite élastique de 50 à 70 kg/mm². Chaque soudure est contrôlée par radiographie et ressuage. Leur étanchéité est signalée en salle de commande ; ils peuvent être remplacés moyennant des précautions importantes motivées par leur activation.

La robinetterie du circuit primaire

Le circuit primaire principal comporte divers robinets sous pression (vannes, soupapes...) réglementés par arrêté, notamment en ce qui concerne l'étanchéité de leurs presse-étoupes et de leurs joints. Les pièces de ces appareils sont appelées à se déplacer les unes par rapport aux autres : leur conception, leur fabrication et leur surveillance en exploitation en tiennent compte. Ce sont essentiellement : les vannes d'aspersion du pressuriseur, les vannes de décharge du pressuriseur, les clapets anti-retour, les vannes et les robinets isolant le circuit primaire de certains circuits auxiliaires.

Au cours de l'analyse détaillée, en plus de la pression et de la température de calcul, les sollicitations suivantes sont prises en compte :

- réactions des tuyauteries (dans toutes les catégories de situations) ;
- chocs thermiques (dans toutes les catégories de situations) ;
- effets du poids propre (dans toutes les catégories de situations) ;
- effets sismiques (séisme normal admissible pour les situations de première et deuxième catégories) ; (séisme majoré de sécurité pour les situations de quatrième catégorie).

Plusieurs combinaisons de ces sollicitations donnent un « chargement » et les appareils sont calculés pour chaque chargement correspondant à une situation (ou « condition ») donnée.

Les chargements à considérer dans les diverses situations, ainsi que les limites admissibles des différentes combinaisons des contraintes obtenues, sont donnés dans les spécifications d'équipement.

Il est vérifié par ailleurs, que la fréquence propre du matériel est supérieure à 33 Hz.

Les matériaux, méthodes de fabrication, épreuves de contrôle, essais, maintenance sont définis avec sévérité dans le cadre de l'assurance de la qualité.

Le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA)

Lors de l'arrêt du réacteur, son refroidissement est assuré, en première phase, par les générateurs de vapeur dont la production est déchargée directement au condenseur. En deuxième phase, environ quatre heures après l'arrêt, quand la température est tombée à 180 °C et la pression entre 32 et 38 bar absolus, le relais est pris par le circuit de refroidissement à l'arrêt qui transfère la chaleur résiduelle du circuit primaire au circuit de refroidissement intermédiaire. La capacité du RRA permet de réduire la température de 180 °C à 60 °C en 16 heures. Ce temps est augmenté, sans que la sécurité soit menacée, si une des files du RRA est indisponible.

Le RRA se compose de deux sous-circuits parallèles et identiques branchés sur les boucles primaires. Chaque sous-circuit se compose d'une pompe, d'un échangeur, de vannes, de tuyauteries et d'instrumentation.

Chaque sous-circuit aspire l'eau dans une branche chaude du circuit primaire et la refoile, refroidie, vers une branche froide.

La vitesse de refroidissement du circuit primaire est contrôlée en faisant varier le débit passant dans les tubes des échangeurs RRA. La vanne réglante située sur la ligne de by-pass de l'échangeur se positionne alors automatiquement de façon que le débit total passant par la pompe RRA soit constant.

Pendant que le circuit RRA est en service, une partie de son débit peut être dirigée vers le circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV) de façon à assurer la purification du fluide primaire. Cette décharge s'effectue par la ligne située à la sortie des échangeurs RRA.

A l'exception des tuyauteries le reliant aux circuits PTR (circuit de traitement et refroidissement de l'eau des piscines) et RCV, le circuit est situé entièrement à l'intérieur de l'enceinte étanche. Il est calculé pour la tenue au séisme majoré de sécurité. De plus, tous ses équipements (mécaniques et électriques) sont conçus pour être capables de fonctionner aux conditions post-accidentelles résultant de la rupture de petites tuyauteries primaires ou de tuyauteries vapeur.

Le RRA est en acier inoxydable et comporte les sécurités nécessaires contre les surpressions. Il reste en service pendant le chargement du réacteur. Il peut être utilisé en outre dans certains cas de rupture du circuit primaire pour assurer le retour aux conditions d'arrêt à froid. En cas de perte des alimentations électriques extérieures, les pompes sont secourues par les groupes électrogènes de secours. Les fuites éventuelles du circuit RRA sont détectées et l'opérateur averti. En cas d'indisponibilité totale du RRA, la puissance résiduelle peut encore être évacuée sous certaines conditions, une vingtaine d'heures après l'arrêt par thermosiphon avec les générateurs de vapeur.

10

Les systèmes de sauvegarde

Les systèmes de sauvegarde agissant à l'intérieur de l'enceinte de confinement et associés à elle, ont pour fonction d'assurer la protection du public dans tous les cas d'accidents, y compris celui, hypothétique, de perte de réfrigérant primaire ou de rupture de tuyauterie vapeur, cela en limitant les rejets radioactifs à l'extérieur.

Les signaux d'alarme, toujours redondants, qui mettent ces circuits en service, sont généralement engendrés par soit de basses pressions ou températures dans le circuit primaire (sauf bien entendu, lorsqu'on veut arrêter le réacteur ou le mettre en régime de très faible puissance) soit de hautes pressions ou températures dans l'enceinte.

Les circuits de sauvegarde sont les suivants : injection de sécurité (RIS), aspersion de l'enceinte intérieure (EAS), surveillance atmosphérique de l'enceinte (circuit ETY qui n'est de sauvegarde qu'en partie : voir chapitre 13), alimentation auxiliaire de générateurs de vapeur (ASG voir chapitre 12), mise en dépression de l'espace intermédiaire entre les deux enceintes, ainsi que les circuits de ventilation des locaux électriques et électroniques et de la salle de commande.

Une description de la constitution et du fonctionnement des deux premiers circuits est donnée dans les encadrés pages 78 et 79.

Il convient de souligner que ces deux circuits ont des rôles complémentaires et de nombreux points communs. Ils interviennent en cas d'accidents importants, notamment en cas de rupture d'une grande tuyauterie primaire, l'un pour compenser l'eau perdue par le circuit primaire, l'autre pour lutter contre les effets de cette eau qui se vaporise dans le bâtiment réacteur. Ils ont en commun les réserves d'eau qu'ils injectent dans le circuit primaire ou pulvérisent dans l'enceinte. Il s'agit du réservoir d'eau de la piscine et des puisards situés dans la partie inférieure du bâtiment réacteur. Ils ont également en commun, l'un de soutirer la chaleur résiduelle émise après l'arrêt du réacteur par la désintégration des produits de fission inclus dans les crayons combustibles, l'autre de l'évacuer à travers ses échangeurs.

1. L'enceinte de confinement, dont on rappelle que l'étanchéité est assurée grâce aux dispositifs de traversée des tuyauteries, des câbles électriques et des sas d'accès du personnel et du matériel, réalise le confinement des produits de fission, à la condition bien entendu, que son intégrité soit maintenue, ce qui est précisément le rôle des circuits de sauvegarde. Cette étanchéité est également assurée par une mise en dépression de l'espace entre enceintes, ce qui, après filtration, draine vers la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires, les fuites éventuelles en provenance de l'enceinte interne. L'étanchéité des deux enceintes, notamment les fuites, est mesurée aux sas, aux traversées des câbles électriques et des tuyauteries.

Des vannes d'isolement (voir chapitre 7) à commande automatique et dont la position est affichée en salle de commande peuvent empêcher des fuites radioactives vers l'extérieur et si nécessaire, isoler un circuit défectueux de la source de pression à laquelle il est lié. Les matériels et leurs supports sont conçus pour demeurer fonctionnels même en cas d'accident majeur.

2. Le circuit d'injection de sécurité injecte de l'eau borée dans le circuit primaire pour rendre et maintenir sous-critique le cœur, pour assurer son refroidissement, limiter la température des crayons combustibles, limiter la réaction zirconium-eau et assurer l'intégrité du cœur.

3. L'aspersion de l'enceinte assure le retour rapide de la pression de l'enceinte au voisinage de la pression atmosphérique puis la maintient à cette pression, diminuant ainsi les fuites possibles vers l'extérieur. Ce circuit diminue aussi la concentration en iode gazeux.

4. La partie externe du circuit de contrôle de l'atmosphère maintient le taux d'hydrogène au-dessous du seuil d'inflammabilité de 4 % qui pourrait être atteint au bout de quelques semaines. Cet hydrogène provient de la dissociation de l'eau primaire en hydrogène et en oxygène, sous l'effet des rayonnements, de la réaction zirconium-eau et de diverses réactions chimiques de corrosion.

En cas d'accident majeur, un recombiner mobile d'hydrogène peut, après accident, être amené sur le site et être relié à partir de l'extérieur du bâtiment réacteur à des tuyauteries internes à l'enceinte en utilisant des traversées. Ce circuit entre en service dès que la concentration en hydrogène atteint 3 %.

Perturbations dans l'enceinte : mise en œuvre de l'aspersion

Le jet d'eau chaude et de vapeur consécutif à une rupture de tuyauterie fait monter la température et la pression dans l'enceinte de confinement, c'est-à-dire dans la partie interne du bâtiment réacteur.

Ce phénomène déclenche l'intervention du circuit d'aspersion de l'enceinte. L'eau froide aspergée ramène l'atmosphère à des conditions normales de température et de pression.

Si la brèche est importante, le cœur peut se trouver provisoirement dénoyé, donc cesser d'être immergé, pendant que l'aspersion élimine le premier pic de température et de pression. Par la suite, et grâce au circuit d'injection de sécurité (voir l'encadré page 78) le cœur est renoyé, ce qui peut engendrer un dégagement d'énergie susceptible de faire apparaître au bout d'environ deux minutes un deuxième pic dû à la vaporisation de l'eau injectée.

Lorsque l'eau d'injection n'est plus l'eau froide provenant du réservoir de stockage de l'eau des piscines mais de l'eau des puisards, refroidie par un échangeur spécifique, un troisième pic peut se manifester au bout de 30 minutes.

Les calculs destinés à évaluer la sécurité en cas de pic de pression dans l'enceinte sont analysés de façon pessimiste. En effet, on surévalue délibérément les énergies à évacuer qui sont libérées au cours de l'accident et on sous-évalue leur rapidité à traverser les structures fixes (parois, planchers...).

Voici quelques sur-évaluations :

- la chaudière est supposée fonctionner depuis très longtemps et développer une puissance égale à 102 %, donc 4 200 MWth de la puissance maximale, c'est-à-dire qu'on prend une marge d'erreurs de 2 % sur les mesures. La température moyenne de l'eau primaire est majorée de 2,2°C, la pression de 2,1 bar, le volume de 3 % (1,5 % de dilatation thermique et 1,5 % à titre d'incertitude) par rapport au volume à froid.
- la puissance résiduelle calculée est largement majorée de manière à tenir compte des incertitudes sur les quantités de produits de fission inclus.

On suppose par ailleurs que tout concourt à faire sortir par la brèche l'énergie maximale possible. On considère notamment que :

- les quatre accumulateurs d'eau sous pression déversent cette eau dans la cuve dès que la pression de celle-ci atteint 41 bar abs, sauf dans le cas d'une rupture guillotine de branche froide pour laquelle on admet que l'accumulateur concerné, d'une part, et que l'eau transitant par la branche rompue, d'autre part, se déversent directement dans l'enceinte.
- les deux files (ou lignes, ou portions de circuit) du circuit d'injection de sécurité fonctionnent et débitent dans le circuit primaire.
- en fin de décompression, c'est-à-dire au début de la période de renoyage de cœur, le fond de la piscine est plein d'eau.
- dans les branches froides, la vapeur ne se condense pas au contact de l'eau injectée,
- la pression dans l'enceinte reste normale pendant toute la durée du renoyage ce qui permet un renoyage plus rapide et facilite l'écoulement de l'eau dans la brèche, donc de l'énergie dans l'enceinte.

Ainsi que dans le modèle de calcul FROTH (évolution après renoyage), l'enceinte est supposée totalement dépressurisée une heure après l'accident ce qui accélère le relâchement d'énergie du secondaire des générateurs de vapeur.

Et finalement, avec ces hypothèses de calcul systématiquement pessimistes, la valeur trouvée pour le pic de pression dans l'enceinte est de 5 bar abs, ce qui permet de déterminer la valeur de dimensionnement à 5,2 bar.

Essais des circuits RIS et EAS

Toutes les précautions sont prises pour qu'il soit possible d'essayer les circuits de sauvegarde pendant que le réacteur fonctionne. En effet :

- chaque équipement actif est à commande individuelle,
- les pompes d'injection de sécurité peuvent débiter en pression,
- les vannes commandées à distance peuvent être manœuvrées,
- les instruments de mesure liés aux accumulateurs sont sous surveillance continue,
- les accumulateurs eux-mêmes peuvent être utilisés pour démontrer la disponibilité des vannes motorisées, des accumulateurs et des clapets.

De plus, il est possible, lorsque le circuit de réfrigération du réacteur à l'arrêt est en service, d'exécuter un essai d'ensemble des circuits RIS et EAS, y compris la séquence de la reprise en secours par les groupes électrogènes.

Le circuit d'aspersion de l'enceinte

Le circuit d'aspersion, comme le circuit d'injection de sécurité, est protégé contre les phénomènes naturels, notamment le séisme majoré de sécurité, l'incendie et les projectiles ; il n'est pas exposé à rupture par fouettement provenant d'un autre circuit. Entièrement affiché en salle de commande, aisément inspecté et essayé, il se compose de deux files redondantes équipées chacune de leurs équipements électriques (éventuellement repris par un groupe électrogène de secours), d'une pompe et d'un échangeur-refroidisseur situés dans le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde, de rampes munies de pulvérisateurs situées sous le dôme de l'enceinte interne, de vannes motorisées et pouvant être actionnées manuellement à partir de la salle de commande, d'un dispositif d'additifs chimiques.

Pendant le fonctionnement normal de la tranche, les vannes sont ouvertes côté liaison avec le réservoir de stockage de l'eau des piscines et fermées côté liaison avec les puisards de l'enceinte. Dès réception du signal correspondant à la détection d'une pression élevée dans l'enceinte, les deux pompes sont démarrées automatiquement et en cas de perte des alimentations électriques

externes, elles sont reprises par les groupes électrogènes diésels.

Dès que les pompes ont démarré, les deux vannes motorisées d'isolement de l'enceinte sont ouvertes et de l'eau boriquée est pompée, pendant une demi-heure dans le réservoir de stockage de l'eau des piscines dont le volume permet d'alimenter les quatre pompes d'injection de sécurité et les deux pompes d'aspersion. Son débit initial d'aspiration est de 1 000 m³/heure.

Quand le réservoir de stockage est vide, il y a basculement automatique de l'aspiration des pompes dans les puisards du bâtiment réacteur qui contiennent l'eau du circuit primaire et celle qui était initialement dans le réservoir de stockage et dans les accumulateurs. Le débit est de l'ordre de 1 200 m³/h et ce pompage peut durer plusieurs semaines. Ceci constitue la phase de « recirculation ».

La pulvérisation d'eau froide entraîne la formation de gouttelettes favorisant la condensation de la vapeur produite accidentellement à la brèche et par conséquent la dépressurisation et la chute de température de l'enceinte, accompagnée d'une mise en solution des iodes radioactifs.

Le circuit d'injection de sécurité

Il est constitué de deux files redondantes. Les tuyauteries sont en acier austénitique satisfaisant aux conditions de sûreté du circuit primaire. L'appareillage électronique est adapté aux conditions d'ambiance accidentelle décrites au chapitre 5. Il comporte : une aspiration au réservoir de la piscine, un dédoublement en deux voies pouvant assurer chacune la fonction injection, et munie chacune d'une pompe « moyenne pression » et d'une pompe « basse pression » avec des traversées de l'enceinte séparées. Les pompes comportent des restricteurs de débit pour éviter leur surcharge. Les voies moyenne pression interviennent quand la pression du circuit primaire devient inférieure à 69 bar ; les voies basse pression interviennent à 20 bar. Des lignes sont raccordées aux quatre branches froides et aux deux branches chaudes.

Au surplus quatre accumulateurs, pressurisés par de l'azote, remplis d'eau boriquée et reliés chacun à la branche froide d'une boucle primaire, interviennent automatiquement et sans aucune source d'énergie externe quand la pression primaire descend en-dessous de 42 bar, en dehors bien entendu de la situation d'arrêt volontaire du réacteur. Trois accumulateurs assurent la protection requise, le quatrième se vidant par la brèche éventuelle de tuyauterie primaire.

L'eau de l'injection de sécurité, en cas de rupture primaire, se déverse dans l'enceinte et aboutit aux puisards où elle est reprise et refroidie par le circuit d'aspersion. En phase de recirculation, l'eau est aspirée dans les puisards.

Chaque sous-circuit est muni d'équipements électriques séparés, repris en secours par les groupes électrogènes de secours. Des vannes et des clapets permettent d'injecter :

- en « branche froide », à court terme (jusqu'à environ une douzaine d'heures après l'accident),
- simultanément en « branche froide » et en « branche chaude », à long terme.

La fonction d'injection de sécurité est assurée par trois lignes d'injection, la quatrième étant supposée débiter à la brèche.

Des dispositifs adéquats protègent les pompes contre des signaux intempestifs, ou des pressions aval excessives.

D'autres dispositifs empêchent le déclenchement du circuit d'injection de sécurité quand apparaissent des conditions normales de fonctionnement qui pourraient commander son intervention par exemple pendant la mise à l'arrêt du réacteur.

Les vannes sont en acier austénitique, à manœuvre rapide, et leur position (ouverte ou fermée) est visualisée en salle de commande. Leur étanchéité est exceptionnelle : les fuites éventuelles sont collectées. Des essais (initiaux et périodiques) minutieux sont effectués. La réglementation autorise le débranchement de certains organes pendant des durées limitées, à condition que la disponibilité des autres soit soigneusement vérifiée. Si une réparation dépasse le délai autorisé, le réacteur est arrêté.

11

Origine et contrôle des effluents radioactifs

Les radionuclides susceptibles d'être rejetés par les centrales nucléaires de 1 300 mégawatts françaises ont deux origines essentielles :

- l'activation, par neutrons, de l'eau elle-même et des corps qu'elle véhicule (oxygène, bore, lithium, produits de corrosion, etc.) ;
- la naissance de produits de fission au sein du combustible.

Outre le matériau combustible, qui retient lui-même la plus grande partie des produits radioactifs qui s'y forment, trois barrières restreignent le relâchement de ces produits radioactifs à l'extérieur. Ce sont la gaine en zircaloy des éléments combustibles, le circuit primaire, et le bâtiment de confinement du réacteur. En ce qui concerne les gaines, leur taux de fuite ne doit pas dépasser 3 pour mille.

L'obligation de recycler au maximum les eaux primaires et les purges des générateurs de vapeur, et les dispositifs de traitement des effluents (filtres, résines, évaporateurs, dégazeurs) et de la ventilation (filtres, pièges à iode) permettent effectivement de réduire les rejets radioactifs dans l'environnement à des valeurs extrêmement faibles, sans conséquence pour l'hygiène publique.

Effluents radioactifs liquides

Ils comprennent les effluents primaires, et les effluents dit « usés ».

Effluents primaires

Ils proviennent exclusivement du bâtiment du réacteur. Le fluide primaire extrait des circuits primaires pour divers réajustements (liés à des transitoires de fonctionnement : variations de teneur en bore, variations de température, etc.), et traitements chimiques, est systématiquement recyclé. Il passe progressivement en totalité par la station de traitement des effluents primaires (TEP). Une faible fraction seulement de fluide primaire peut, lorsque par exemple une déconcentration de ce circuit en tritium s'impose, échapper au recyclage. Le SCPRI doit donner son accord pour cette procédure. C'est cette faible fraction qui constitue les effluents primaires proprement dits.

Effluents usés

Ils proviennent du bâtiment du réacteur et du bâtiment des auxiliaires nucléaires. Ils sont constitués :

- d'une part, par les quelques fuites du circuit primaire collectées par des drains, certaines fuites du circuit secondaire, les purges éventuellement non récupérées, le rinçage ou la vidange de diverses capacités lors d'entretiens, l'eau de détassage des résines des déminéralisateurs des auxiliaires nucléaires, les condensats du pressuri-

seur, etc., (les purges permanentes des générateurs de vapeur, côté circuit secondaire, destinées à éliminer les produits solides radioactifs déposés au fond de ces générateurs, sont récupérées, traitées par un circuit de traitement particulier et recyclées, ainsi que leurs échantillonnages ; si exceptionnellement en accord avec le SCPRI, elles ne sont pas recyclées, elles doivent évidemment être dirigées vers les réservoirs de contrôle des effluents avant rejet) ;

- d'autre part, par les effluents de servitude (produits de décontamination, effluents des laboratoires chauds, vidange des circuits comportant des inhibiteurs de corrosion, douches, laveries et lavage de certains matériels).

Les eaux des salles de machines sont, quant à elles, collectées par les puisards des salles de machines, et reprises par le circuit des eaux d'exhaure.

Effluents radioactifs gazeux

Ils sont constitués :

1. par les effluents dits « hydrogénés » (dégazage des effluents primaires au cours de leur traitement, balayage de certains réservoirs), en volume relativement limité : environ 500 m³ par mois ;

2. par les effluents gazeux dits « aérés » (extraction de l'air des bâtiments nucléaires et de diverses zones contrôlées).

Traitement et contrôle avant rejet des effluents radioactifs liquides

Sont à considérer séparément les effluents primaires et les effluents usés.

Effluents primaires

Les installations de traitement correspondantes permettent de procéder successivement :

- au stockage en tête de chaîne des effluents primaires en provenance d'un réacteur de 1 300 MWe. Le stockage se fait dans un réservoir de 125 m³ auquel sont associées deux pompes de transfert qui alimentent chacune une chaîne de décontamination-dégazage ;

- au contrôle des caractéristiques physiques et radiochimiques ;

- à la décontamination : les effluents sont filtrés, épurés par un déminéraliseur à lits mélangés et un déminéraliseur à lit cationique spécifique du césium puis débarrassés, par un filtre de rétention, des particules éventuellement relâchées par les échangeurs d'ions ;

- au dégazage et refroidissement de l'effluent (les gaz extraits sont refroidis puis acheminés vers le circuit de traitement des effluents gazeux) ;

- au stockage intermédiaire avec possibilités de contrôle de la décontamination. Ces réservoirs de stockage sont au nombre de deux, avec une capacité unitaire de 360 m³ ;

- à la séparation, par évaporation, en eau de qualité primaire et en solution concentrée d'acide borique ;

- au stockage de ces produits pour contrôle avant rejet, pour recyclage éventuel et ajustement si nécessaire des caractéristiques constatées.

Capacités de stockage et circuits réglementaires de rejet des EFFLUENTS LIQUIDES pour 2 réacteurs de 1300MW

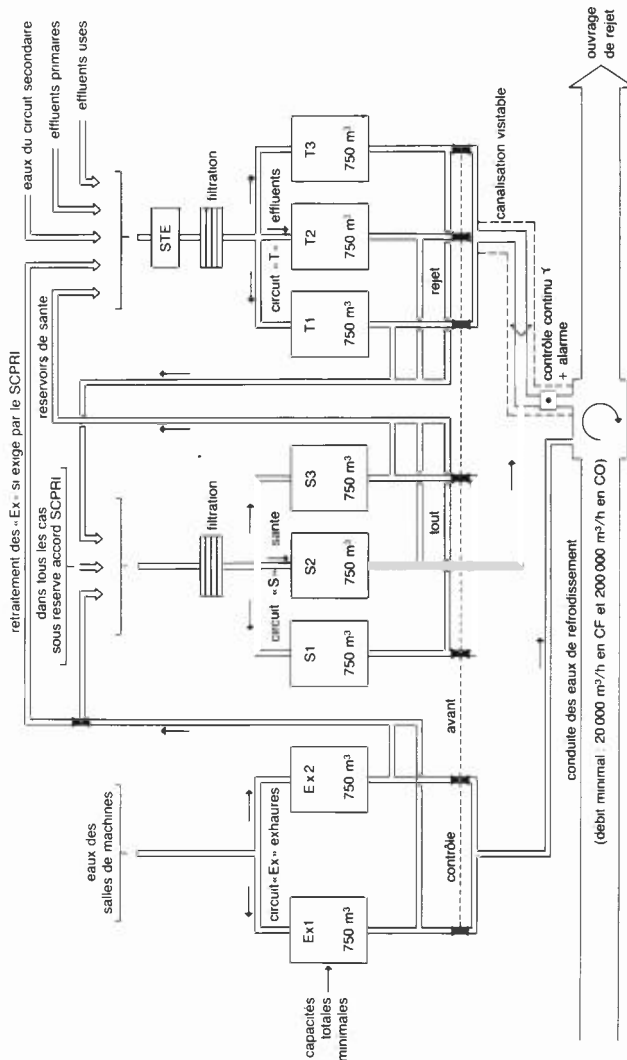
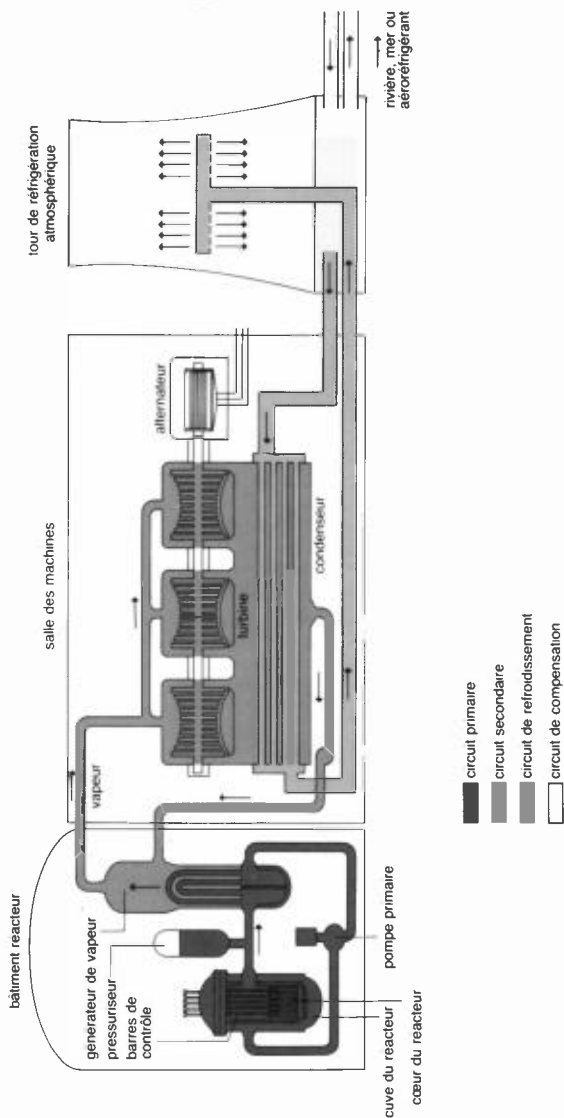


Schéma de principe des principaux circuits d'eau pour une tranche de 1 300MWe

(équipée d'un réfrigérant atmosphérique)



Effluents usés

Les installations de traitement correspondantes permettent de procéder :

- au stockage de tête sélectif, par catégorie, et au contrôle des effluents avant rejet ;
- au rejet, après filtration des matières en suspension et évaporation dans une colonne à plateaux de contre-lavage, si les résultats du contrôle obligatoire préalable le permettent, ou au transfert vers la chaîne pour traitement de décontamination préalable.

Réservoirs réglementaires et circuits de rejet

Pour deux réacteurs de 1 300 MWe, il existe trois circuits de rejets distincts (figure page 83).

- le circuit de contrôle et rejet des effluents de l'îlot nucléaire qui comporte, au minimum, trois réservoirs confinés de 750 m³ chacun (T1, T2, etc.), munis d'un cuvelage de rétention. Ils sont remplis alternativement et sont utilisés pour contrôler avant rejet et comptabiliser les activités et les volumes de ces effluents liquides ;
- le circuit de contrôle et rejet des eaux des salles de machines (eaux d'exhaure) qui comporte, au minimum, deux réservoirs confinés (Ex1, Ex2, etc.), de 750 m³ chacun, cuvelés, et remplis alternativement ; ils sont utilisés pour contrôler avant rejet et comptabiliser les activités et les volumes de ces eaux normalement très peu actives. L'exploitant n'est autorisé à rejeter ces eaux d'exhaure que s'il a vérifié préalablement dans chaque cas que leur radioactivité ne dépasse pas des seuils fixés par le SCPRI (activité bêta totale : 4 Bq par litre ; tritium : 400 Bq par litre) et il rend compte de chaque mesure dans les registres de contrôle dont il sera question plus loin ; en cas de dépassement l'autorisation du SCPRI est obligatoire avant le rejet ;
- le circuit de la capacité en réserve comportant au minimum trois réservoirs dits de santé de 750 m³ chacun (S1, S2, etc.), et cuvelés ; leur rôle est, en cas de besoin, de recueillir n'importe quel effluent pouvant provenir soit de l'îlot nucléaire, soit des salles de machines ; ces réservoirs confinés ne sont employés qu'exceptionnellement, après accord du SCPRI par télex dans chaque cas, notamment lorsqu'un incident d'exploitation imprévisible rend nécessaire de secourir les systèmes de traitement des effluents ou lorsque les rejets doivent être différés en raison par exemple des conditions hydrologiques ou qu'il y a lieu de stocker en effluent exceptionnel (il n'y aurait eu aucune inquiétude pour l'environnement de TMI si la centrale avait disposé de tels réservoirs). En cas de besoin, il est possible alors de renvoyer en temps utile le contenu des réservoirs de santé sur la chaîne de traitement des effluents liquides non réutilisés. Cette possibilité existe également pour les effluents stockés dans les réservoirs T et Ex.

Les effluents usés et les eaux d'exhaure font, avant rejet, l'objet d'une mesure d'activité volumique obligatoire par prélèvement d'un échantillon représentatif dans les divers réservoirs de stockage (T, S et Ex) afin de déterminer s'ils peuvent être rejetés et dans quelles conditions (vérification d'absence d'émetteur alpha, mesure bêta totale et gamma totale – mesure du tritium, du pH, et composition de l'effluent ; mesure de l'activité bêta totale et du tritium, de l'eau d'exhaure, décontamination éventuelle).

Pour chaque rejet individualisé, l'exploitant doit reporter sur le registre, outre le numéro de l'effluent et les résultats des analyses énumérées ci-dessus :

- la date, l'heure du début de rejet, et sa durée totale,
- le débit de rejet de l'effluent rejeté,
- le volume total rejeté,
- le débit moyen du milieu récepteur pendant la période de rejet,

- la date et l'heure du prélèvement de contrôle dans le milieu récepteur.

La canalisation de rejet est de plus équipée d'un contrôle continu d'ultime sécurité de l'activité avec enregistrement et alarme en salle de commande déclenchant l'arrêt automatique du rejet. Cette canalisation, obligatoirement en acier inoxydable et visitable, aboutit dans le flux des eaux de refroidissement de la centrale. Une dilution considérable et un brassage sont donc assurés avant même que l'effluent n'arrive dans le fleuve.

Volumes et activités des différents circuits			
Circuits	Volumes (m ³)	Activités volumiques (m Ci/m ³)	Activités totales (Ci)
Circuit primaire	394	30	12
Circuit secondaire	800	0,03	0,025
Traitement des effluents primaires	145	30	4
Station de traitement des effluents usés	600	10	6
Piscine	3050	1	3
Eaux d'exhaure	1500	< 0,1	< 1
Stockage avant rejet	2250		
Réservoirs de santé	2250		
Total	≈ 11 000 m ³		≈ 26 Ci

La réglementation précise enfin les limites supérieure et inférieure du débit du cours d'eau en-deçà et au-delà desquelles les rejets radioactifs liquides ne sont plus autorisés.

Bilan détaillé des activités rejetées sous forme liquide

Ce bilan est calculé à partir de l'analyse sur l'échantillon prélevé dans les réservoirs avant rejet (compte tenu de l'activité volumique et du volume de l'effluent à rejeter). La validité des mesures faites à la centrale est confirmée par contrôle périodique des appareils de mesure à partir de sources étalons fournies par le SCPRI, par prélèvements d'échantillons liquides en vue des analyses comparées qu'il organise, et enfin par prélèvements sans avertissement dans ces réservoirs.

Les relevés de mesures et d'étalonnage, et le bilan des activités rejetées, sont

consignés dans les registres du SCPRI tenus à jour à la centrale. Chaque mois, le bilan des rejets permet à l'exploitant d'évaluer la marge restant par rapport aux limites annuelles imposées, et de prendre dans la gestion de l'installation les mesures indispensables pour le respect de ces limites. Les copies de chaque page mensuelle des registres d'effluents liquides sont signées et obligatoirement transmises chaque mois au SCPRI. En situation d'exploitation normale, la totalité des liquides radioactifs présente dans une centrale de 1 300 MWe, circuit primaire compris, ne représente pas 50 curies répartis dans 11 000 m³ d'eau (figure page 84 et tableau page 86) d'activité équivalente en iode 131.

Traitement et contrôle avant rejet des effluents radioactifs gazeux

Deux procédés sont appliqués suivant leur nature : la rétention temporaire et l'épuration.

Effluents gazeux hydrogénés – réservoirs réglementaires de retard ou de stockage :

Les effluents gazeux hydrogénés ont une activité élevée dans un faible volume et sont obligatoirement dirigés vers les réservoirs réglementaires. Ces réservoirs, d'une capacité totale de 1 500 normomètres cubes et au minimum au nombre de trois par réacteur de 1 300 MWe, peuvent séparément être affectés au remplissage, ou au stockage, ou au rejet.

Les effluents gazeux hydrogénés y sont stockés sous pression de 45 à 60 jours, avec un temps moyen de remplissage du réservoir de stockage de 20 jours ; ils sont ensuite rejetés par l'intermédiaire du circuit de ventilation et de la station de filtration du bâtiment des auxiliaires nucléaires dans une cheminée propre à chaque réacteur débouchant à environ 75 m du sol (débit minimal : 80 m³/s).

Le rejet des effluents hydrogénés (rejet concertés) n'est décidé qu'après s'être assuré que, compte tenu du débit de vidange prévu du réservoir, le débit d'activité rejetée à l'extérieur est inférieur à la limite réglementaire. Un prélèvement d'échantillon et une mesure de l'activité volumique bêta et gamma totale, ainsi que l'activité du tritium sont préalablement effectués. La composition en isotopes radioactifs de l'échantillon prélevé est déterminée par spectrométrie gamma. Le rendement de détection du spectromètre pour chaque radioélément est vérifié par un étalonnage systématique, organisé par le SCPRI.

Effluents aérés

Leur activité volumique est beaucoup plus faible, et les gaz extraits du condenseur sont également rejetés par cette cheminée, mais de façon continue et sans stockage. Tous les circuits de ventilation des locaux nucléaires sont munis de filtres retenant les poussières et les gouttelettes liquides en suspension dans l'air, et de filtres à iode au charbon actif pour les effluents comportant un risque significatif de présence d'iode.

Les centrales équipées de réacteurs de 1 300 MWe comportent un bâtiment séparé de traitement des effluents liquides et solides dont l'air de ventilation est rejeté, après filtration, par la cheminée d'une des tranches.

Circuits de rejet (figure page 88)

Tous les effluents gazeux rejetés sont préalablement dilués par l'air provenant de la ventilation des divers bâtiments (débit total de l'ordre de 300 000 m³/h). Les effluents et l'air rejetés sont dépoussiérés et traversent des filtres à haute efficacité. Tout effluent pouvant présenter une activité significative en iode radioactif subit avant rejet une filtration sur adsorbant spécifique. Les dispositifs de mise en service des filtres à iode sont doublés par une commande manuelle. L'efficacité de l'ensemble des filtres et des dispositifs de mise en service est testée au moins une fois par an. La température de rejet des gaz à la cheminée doit être inférieure à 50 °C et la vitesse des gaz à la sortie de la cheminée doit être au moins de 15 m/s. La teneur maximale en hydrogène à la cheminée de rejet ne dépasse pas 1/1000.

Tous les rejets à la cheminée sont soumis aux contrôles continus suivants :

- vérification d'absence d'émetteurs alpha ;
- mesure bêta totale continue d'activité volumique, avec enregistrement et alarme avec double sécurité ;
- échantillonnage sur filtres, avec mesures hebdomadaires en laboratoire d'activité bêta totale des aérosols, spectrométrie gamma des aérosols, vérification spectrométrique gamma des produits volatils (halogènes principalement) ;
- contrôle continu de l'activité des filtres d'échantillonnage avec enregistrement ;
- prélèvement hebdomadaire intégré de gaz et spectrométrie des gaz rares ;
- prélèvement mensuel sur barboteur, pendant plusieurs heures d'un échantillon de gaz à la cheminée, notamment pour mesure précise du tritium en laboratoire.

Bilan mensuel des rejets gazeux

Il permet d'évaluer la marge restant à l'exploitant par rapport aux limites annuelles autorisées. Ces résultats sont de même consignés dans un registre dont la page mensuelle dûment signée par le Chef de la centrale est transmise chaque mois au SCPRI et fait foi au regard de la réglementation. La validité des mesures faites à la centrale est confirmée par contrôle périodique des appareils de mesure à partir des sources-étalon fournies par le SCPRI, par prélèvement d'échantillons des effluents gazeux en vue des analyses comparées qu'il organise, et par les contrôles inopinés du SCPRI sur le site.

12

Rôle du circuit secondaire vis-à-vis de la sûreté

Le circuit secondaire est composé essentiellement du groupe turbo-alternateur du condenseur et du poste d'eau.

Le calcul des tuyauteries eau et vapeur

Les tuyauteries qui acheminent l'eau d'alimentation des générateurs de vapeur et véhiculent la vapeur principale ont leurs supportages accrochés à l'enceinte externe du bâtiment réacteur. Pour ces tuyauteries, toutes les précautions sont prises au point de vue de la sûreté en particulier au niveau des traversées d'enceintes (voir sur ce point le chapitre 7).

Indépendamment du respect des textes réglementaires en matière de rupture de tuyauterie, les matériels et leurs supportages sont anti-sismiques :

- des dispositifs anti-fouettement évitent qu'en cas de rupture de tuyauterie l'intégrité des autres matériels ne soit menacée,
- en cas de séisme ou de rupture les déplacements axiaux des tuyauteries de vapeur (qui ne sont pas des déplacements dus aux contraintes thermiques) sont bloqués par des amortisseurs, ce qui protège notamment les vannes d'isolement des générateurs de vapeur.

Les dispositifs de sûreté

Le circuit secondaire comporte pour sa sécurité :

- des dispositifs anti-fouettement pour éviter, lors d'une rupture de tuyauterie, une aggravation de la situation accidentelle ;
- des soupapes de décharge à l'atmosphère et des soupapes de sûreté ;
- un circuit de contournement, menant la vapeur directement des générateurs au condenseur, ceci pour éviter l'arrêt du réacteur en cas d'incident sur le réseau, et pour évacuer la chaleur résiduelle du cœur lors d'un démarrage, d'un arrêt à chaud ou d'un arrêt à froid jusqu'à la mise en service du circuit de refroidissement à l'arrêt du réacteur.

La capacité globale du contournement vapeur est d'environ 85 % du débit maximal de vapeur des générateurs de vapeur. Les temps d'ouverture et de fermeture rapides des soupapes sont respectivement de 3 à 5 secondes ; de l'ordre de 20 secondes en régulation.

Le débit unitaire de chaque soupape de contournement doit être tel que l'ouverture intempestive de l'une d'entre elles à partir d'un fonctionnement à charge nulle ne provoque pas un refroidissement trop important du circuit primaire qui entraînerait un retour à la criticité du réacteur.

Le contournement vapeur est ouvert, totalement ou partiellement, si le condenseur est disponible, dans les conditions suivantes :

- en ouverture rapide ou en régulation, en fonction de l'écart entre la température moyenne du primaire et une consigne fixée automatiquement par la charge, pendant les baisses de charge importantes ;
- en régulation de pression à l'amont du groupe turbo-alternateur, pendant le démarrage, l'attente à chaud ou la mise à l'arrêt à froid.

Pour éviter toute ouverture intempestive qui entraînerait l'arrêt d'urgence du réacteur, chaque soupape doit recevoir simultanément deux signaux de permission élaborés séparément, à partir des critères de baisse de charge importante et de disponibilité du condenseur.

L'ouverture intempestive d'au moins deux soupapes ou une rupture de tuyauterie à l'amont des soupapes provoque une extraction brutale d'énergie au réfrigérant primaire, avec diminution de la température et de la pression et baisse du niveau de l'eau dans le pressuriseur. Un signal d'injection de sécurité est alors engendré entraînant l'arrêt d'urgence du réacteur et la fermeture des vannes d'isolement des générateurs de vapeur.

Le circuit de purges des générateurs de vapeur permet de limiter :

- la concentration en sels en marche normale et en cas de fuite au condenseur,
- l'activité en cas de fuite primaire-secondaire.

Les incondensables (air et éventuellement gaz radioactifs) sont extraits du condenseur par le circuit de mise sous vide, puis rejetés dans le circuit de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires, en amont des filtres, avant rejet à la cheminée.

Les fuites d'eau du circuit secondaire sont collectées dans des puisards, puis rejetées par l'intermédiaire d'un circuit qui permet la comptabilisation et le contrôle préalable des activités rejetées en cas de contamination du circuit secondaire.

En cas de contamination du condenseur par des fuites primaire-secondaire aux générateurs de vapeur, l'eau du condenseur peut être vidangée et rejetée après contrôle et comptabilisation de l'activité (chapitre 11).

Le circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur

En cas d'arrêt des pompes alimentaires principales, l'alimentation en eau des générateurs de vapeur est reprise par un circuit d'eau alimentaire de secours (ASG), qui est un circuit de sauvegarde de la chaudière nucléaire et qui est traité de façon anti-sismique.

Ce circuit comprend deux turbo-pompes, deux motopompes et un réservoir indépendant. Installé dans le bâtiment combustible, il permet d'assurer le refroidissement du circuit primaire, notamment en cas de rupture d'une tuyauterie d'eau alimentaire et de perte des alimentations électriques normales ou du condenseur.

Le circuit ASG, qui respecte le critère de défaillance unique, est dimensionné pour le régime maximal.

Les motopompes alimentaires sont reprises en secours par les groupes électrogènes en cas de perte des alimentations électriques externes. Elles sont mises en service automatiquement par des signaux tels que : injection de sécurité, très bas niveau des générateurs de vapeur, perte des alimentations électriques externes, déclenchement des turbo-pompes alimentaires.

En situation accidentelle de catégorie II (perte de sources électriques externes), le circuit d'alimentation de secours évite le remplissage en eau du pressuriseur. En situation de catégorie IV (rupture d'une tuyauterie d'eau alimentaire) et en supposant que l'opérateur n'agisse pas pendant la première demi-heure, il évite l'ébullition en masse du primaire.

Le volume de la bache de stockage d'eau alimentaire de secours permet d'évacuer la puissance résiduelle du cœur et les chaleurs sensibles des équipements depuis l'accident provoquant l'arrêt d'urgence jusqu'aux conditions de passage du réacteur à l'arrêt à froid.

Les pompes sont essayées périodiquement. La position des vannes réglantes est contrôlée par des alarmes de pleine ouverture. Le niveau d'eau dans le réservoir d'eau déminéralisée dégazée est contrôlé en permanence. En cas de baisse de niveau au-dessous du seuil acceptable (alarme), l'appoint est réalisé ; sinon, le réacteur est mis en arrêt à chaud puis éventuellement en arrêt à froid.

Afin d'obtenir une fiabilité élevée de démarrage et de fonctionnement, les motopompes, et les turbo-pompes alimentaires sont capables de se mettre en route sans mise en service préalable d'une pompe de graissage. Les turbo-pompes ne nécessitent ni virage, ni réchauffage : elles rejettent la vapeur à l'atmosphère.

13

Auxiliaires généraux et protection contre l'incendie

Comme ces circuits sont relativement nombreux, nous pensons inutile de présenter ici les caractéristiques et spécifications de ceux d'entre eux qui ne posent pas de problèmes particuliers en matière de sûreté :

- échantillonnage nucléaire,
- eau déminéralisée,
- eau potable,
- air comprimé,
- éclairage,
- production et distribution de vapeur auxiliaire,
- ventilation des locaux,
- ventilation des locaux électroniques,
- ventilation des locaux des groupes électrogènes,
- ventilation du bâtiment de traitement des effluents.

Il en est de même, pour les réservoirs de carburant des groupes électrogènes de secours, qui sont un élément indispensable de sauvegarde. Il suffit de rappeler que les précautions nécessaires ont été prises pour les mettre hors d'atteinte d'agression (cf. chapitre 6). De plus, le circuit des purges et événements a été mentionné au chapitre 11.

Stockage et manutention des combustibles nucléaires

Stockage du combustible neuf

Les supports, même chargés d'assemblages de crayons, résistent aux charges sismiques de référence.

Les assemblages combustibles neufs sont stockés soit à sec soit sous eau ; la distance de centre à centre assure un arrangement géométrique toujours sûr. Il n'est pas possible de déposer un assemblage autrement que dans la position prévue. Dans ces conditions, le seuil de criticité (démarrage de la réaction en chaîne) ne risque pas d'être atteint pendant le stockage du combustible.

Stockage des combustibles usés

Il se fait dans des rateliers verticaux à claire-voie déposés dans la piscine de désactivation déjà présentée.

La capacité des rateliers est d'au moins 5/3 de cœur.

Un système d'accrochage des rateliers aux parois de la piscine assure le maintien de l'ensemble lorsque celui-ci est soumis aux charges sismiques.

La distance centre à centre entre les assemblages usés est suffisante pour éviter toute mise en route intempestive de la réaction en chaîne, même au cas où de l'eau non boriquée serait utilisée pour remplir la piscine de désactivation. Il est impossible d'insérer un assemblage usé ailleurs que prévu ; toute possibilité d'atteindre accidentellement un niveau critique est donc exclue.

Circuit de refroidissement et filtration des piscines

Outre sa fonction de secours du circuit de refroidissement à l'arrêt (voir chapitre 9) d'injection de sécurité et d'aspersion, ce circuit constitue la réserve d'eau des circuits d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte pendant la phase d'injection et d'aspiration directes (ceci a été mentionné au chapitre 10). En service normal, il conserve l'intégrité des deux piscines (de déchargement du réacteur et de stockage des éléments usés) qui assurent la protection biologique du personnel et le refroidissement des éléments combustibles.

Le circuit est dimensionné pour que la température de l'eau des piscines ne dépasse pas 60 °C.

Toutes les particules flottant en surface sont récupérées par un système d'écrémage composé d'une pompe de faible débit et d'un filtre en série.

L'eau est purifiée des produits de corrosion et de fission qu'elle contient éventuellement, par passage à raison de 60 m³/h au minimum sur des filtres et des déminéraliseurs. Le volume de la piscine est ainsi traité en moins de 24 heures.

Les piscines sont prévues pour maintenir le combustible sous eau en toutes circonstances (séisme, chute d'avion...).

Voici encore d'autres précautions prises pour les piscines :

- la teneur en bore est contrôlée périodiquement ainsi que l'activité de l'air, de l'eau, des déminéraliseurs, des filtres, etc ;
- les fuites éventuelles restent en circuit fermé ;
- une fuite par le fond donne lieu à alarme en salle de commande ;
- aucune vidange complète par gravité ne peut se produire ;
- de l'eau d'appoint (pour compenser l'évaporation) reste disponible même en cas de séisme majoré de sécurité ;

Manutention du combustible

Grâce à des dispositifs de verrouillage et d'interverrouillage, le système — composé de palans, de chariots et d'ascenseurs/descenseurs — évite les chutes et les heurts ; il supporte le séisme majoré. Le tube de transfert du combustible hors enceinte respecte l'intégrité de celle-ci.

Pendant toutes les phases de transfert du combustible usé, grâce au maintien d'une lame minimale d'eau au-dessus des assemblages, la dose d'irradiation à la surface de l'eau est au plus égale à 2,5 mrem/heure.

Deux ponts sont utilisés pour soulever les assemblages : le palan du pont passerelle et la machine de chargement.

La protection biologique est toujours assurée, en effet un dispositif de barières empêche le combustible d'approcher de la surface.

Cet équipement doit être en état de fonctionnement aussitôt après un séisme.

Conteneur de combustible usé

Le conteneur ou « chateau » est un récipient étanche, de grande résistance mécanique, pesant 110 tonnes et pouvant transporter douze éléments combustibles neufs ou usés.

Chaque conteneur est amené dans le hall où sont effectuées les opérations de préparation, de conditionnement et de chargement.

La cavité interne du conteneur est mise en communication avec le fond de fosse par lequel sont introduits les assemblages au moyen d'un outil télescopique.

La protection de la nappe phréatique est assurée vis-à-vis de la contamination résultant de la détérioration éventuelle du conteneur.

Compte tenu de la conception des conteneurs de transport de combustible usé — lequel a subi une première décroissance radioactive en piscine de désactivation — les problèmes de radioprotection en limite de site sont inexistants.

Circuit d'eau brute de site

Ce circuit a pour rôle d'assurer la réfrigération du circuit de refroidissement intermédiaire, donc notamment d'évacuer à la source froide la puissance résiduelle dégagée dans le cœur du réacteur après l'arrêt, en situation normale ou accidentelle.

A ce titre, il est considéré comme étant de « sauvegarde ». Il est donc constitué de deux files géographiquement séparées, secourues électriquement, protégées contre les inondations, les explosions et les chutes d'avion. Son fonctionnement est assuré pendant et après le séisme majoré de sécurité.

Dans la plupart des sites, il s'agit d'un circuit ouvert sur un cours d'eau ou la mer. Sinon, c'est un circuit fermé équipé de réfrigérants atmosphériques.

Circuit de réfrigération intermédiaire

Par circulation, en circuit fermé, d'eau déminéralisée traitée, il assure la réfrigération de tous les matériels des circuits auxiliaires nucléaires d'une tranche, y compris celle des circuits de sauvegarde et des ventilations.

Refroidi lui-même par le circuit d'eau brute, il sépare donc les fluides radioactifs, de l'environnement de la centrale.

Ce circuit (figure page 98) est constitué de deux files alimentant les files correspondantes des circuits de sauvegarde — donc considérés comme étant de « sauvegarde » — et d'un tronc commun alimentant l'ensemble des auxiliaires nucléaires de la tranche qui n'ont pas de rôle à jouer vis-à-vis de la sûreté.

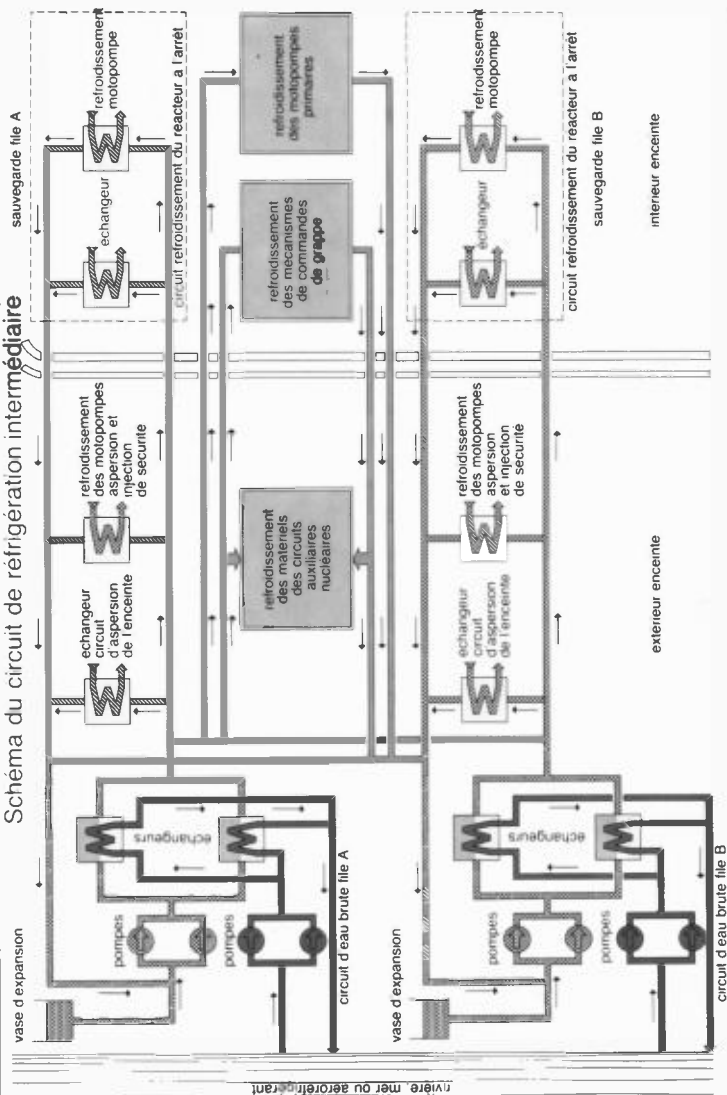
Les deux files indépendantes ont chacune la pleine capacité nécessaire au refroidissement des matériels associés à une file d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte. Le tronc commun est isolé de la partie « sauvegarde » en situation accidentelle.

Le circuit de refroidissement intermédiaire satisfait donc au critère de défaillance unique. L'indisponibilité d'une file ne compromet pas la sûreté du réacteur.

En fonctionnement normal, une seule file est en service et alimente le tronc commun ; l'autre est à l'arrêt, mais testée périodiquement.

Après un accident de perte de réfrigération primaire ou de rupture de tuyauterie vapeur, le circuit de réfrigération intermédiaire est capable à l'aide d'une seule pompe de refroidir les échangeurs de chaleur du circuit d'aspersion de l'enceinte, donc d'évacuer à la source froide, la puissance dégagée dans l'enceinte.

Schéma du circuit de réfrigération intermédiaire



Circuit de contrôle volumétrique et chimique

Il se compose de prises d'eau sur les tuyauteries primaires, d'échangeurs de chaleur, de pompes de charge, d'un réservoir de contrôle volumétrique, d'un réservoir d'acide borique, de déminéraliseurs et de réserves d'hydrogène.

Ses fonctions :

- effectuer le remplissage et l'essai hydrostatique du circuit primaire ;
- alimenter l'aspersion auxiliaire du pressuriseur pendant la mise en arrêt à froid de la chaudière ;
- maintenir la quantité d'eau nécessaire dans le circuit primaire par réglage du niveau du pressuriseur. Il faut noter qu'en cas de très petites ruptures du circuit primaire (diamètre inférieur à 9,5 mm), les pompes de charge du circuit suffisent à maintenir la quantité d'eau nécessaire au circuit primaire pour permettre l'arrêt normal du réacteur.
- ajuster la concentration de l'eau primaire en bore, (voir chapitre 8) ;
- réduire la teneur de l'eau primaire en produits de fission et de corrosion, à l'aide de déminéraliseurs, (voir chapitre 9) et de filtres ;
- injecter l'eau nécessaire à l'étanchéité des joints des pompes primaires ;
- injecter des inhibiteurs de corrosion.

Pour éviter tout risque d'assèchement du réservoir, l'appoint d'eau éventuellement nécessaire, dont la teneur en acide borique est fixée par l'opérateur au taux même du circuit primaire, s'effectue automatiquement dès que — et tant que — son niveau descend au-dessous d'un minimum fixé.

Les déminéraliseurs, sont à lit cationique ou à lits mélangés.

1. Chargé en résine sous forme hydrogénée dont le chargement et la vidange se font par voie hydraulique, le cationique a pour rôle de limiter la concentration en Li 7 malgré la réaction $B\ 10\ (n, \alpha) \rightarrow Li\ 7$ (cette expression symbolique signifie que l'isotope 10 du bore, perdant un neutron « n » et un noyau d'hélium se transforme en lithium 7).

Il est en outre, capable de décontaminer le césium d'un facteur 10 en supposant 1 % d'éléments combustibles défectueux.

2. Constitués par un mélange de résines cationiques de forme Li 7 et anioniques de forme hydroxyle, ils divisent par un facteur au moins égal à 10 la concentration en impuretés sous forme ionique, sauf celles du césium, de l'yttrium et du molybdène. En marche normale, un seul déminéraliseur est, en principe, suffisant pour fonctionner pendant un cycle complet et permettre les opérations postérieures au déchargement du réacteur même avec 1 % d'éléments combustibles défectueux.

La température maximum convenant aux déminéraliseurs est de 60 °C. Leur efficacité commence en effet à baisser vers 70 °C pour les résines anioniques et vers 120 °C pour les résines cationiques.

Stockée dans deux réservoirs (l'un en service, l'autre en remplissage) la quantité de solution à 4 % d'acide borique, (acide provenant de l'extérieur ou de la récupération par le circuit de traitement des effluents primaires) est suffisante pour procéder à un arrêt pour rechargement, puis, ensuite, à un arrêt à froid, la grappe la plus réactive étant supposée totalement extraite.

La redondance des matériels est assurée selon les critères de sûreté. Les équipements qui ne fonctionnent pas en continu sont périodiquement testés. Les paramètres du circuit (pression, température, débit, niveau) sont relevés pour indication ou alarme. Les fuites sont récupérées partout où cela est possible.

Circuits de ventilation

Les circuits de ventilation énumérés ici ont pour fonction de :

- maintenir dans les divers locaux des conditions acceptables, de température, de pression, de niveau de pollution chimique et radioactive pour le personnel et pour le bon fonctionnement des matériels.
- limiter le transfert des pollutions radioactives vers l'extérieur.

D'une manière générale, tous ces circuits comportent, en quantités et en dimensions variables, adaptées à chaque cas particulier, des prises d'air, des préfiltres, des filtres, des réchauffeurs et des refroidisseurs, des pièges à iode, des ventilateurs, et la robinetterie nécessaire. Ils peuvent être classés en : circuits pour le fonctionnement normal, et circuits mis en service en cas de pollution.

Les circuits de surveillance de l'atmosphère de l'enceinte, de mise en dépression de l'espace entre enceintes, de ventilation des locaux électriques et de la salle de commande, sont de « sauvegarde » ou associés aux circuits de sauvegarde décrits au chapitre 10. Ils sont :

- protégés contre les missiles externes,
- calculés pour résister au séisme majoré de sécurité,
- électriquement repris en secours,
- munis de pièges à iode, en service permanent ou non.

Les circuits de ventilation continue de l'enceinte, de refroidissement des mécanismes de commande de grappes, de filtration interne, de balayage en marche, de balayage à l'arrêt, de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires et de ventilation du bâtiment combustible, ne sont pas de sauvegarde. Mais ils peuvent bénéficier de l'un ou l'autre des sécurités précédentes.

On trouvera ci-après des informations sur chacun d'entre eux.

Ventilation continue de l'enceinte

Le circuit de ventilation continue de l'enceinte maintient la température au plus égale à 40 °C, sauf à l'intérieur du fût et dans le dôme où 50 °C sont admis. Calculé en fonction des apports calorifiques des différents matériels, le débit est de 210 000 m³/h et les batteries rafraîchissant cet air ont une température comprise entre 5 et 10 °C. Les ventilateurs sont électriquement secourus. Sur quatre unités de ventilation, une est en réserve. Il s'agit d'un circuit fermé sur l'enceinte.

Balayage à l'arrêt

Le circuit de balayage à l'arrêt, ouvert sur l'enceinte, est utilisé pendant les opérations de renouvellement de combustible. Il peut être secouru par le circuit précédent.

Réfrigération des mécanismes de commande des grappes

Le débit est ici de 54 000 m³/heure. L'air est rejeté dans l'espace annulaire. Les ventilateurs sont secourus électriquement et une unité est en réserve.

Balayage en marche — filtration interne

Le circuit de filtration interne (fermé sur l'enceinte) est exceptionnellement renforcé par le circuit de balayage en marche (ouvert sur l'enceinte). En cas de courte activation importante, ou de nécessité d'intervention du personnel dans l'enceinte contaminée, il a pour rôle de réduire, en fonctionnement normal, la teneur de l'enceinte en aérosols et en iodes radioactifs, provenant du dégazage des fuites primaires non collectées.

Mise en dépression de l'espace entre enceintes

Cette dépression est suffisante pour interdire le transfert direct dans l'environnement de l'air provenant des fuites éventuellement contaminées de l'enceinte interne, notamment en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire. Les fuites des enceintes interne et externe sont canalisées et traitées avant le rejet à la cheminée. Ce circuit est en fonctionnement permanent.

Il a pour rôle principal de limiter en cas d'accident les conséquences radiologiques à l'extérieur, est à ce titre un circuit de sauvegarde et traité comme tel. Il comporte donc deux files dont une seule est en service. Il fait l'objet d'essais périodiques.

Ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires

Il a pour rôle d'assurer l'habitabilité et le fonctionnement des matériels installés dans ce bâtiment. Il est muni de filtres à iodes et assure un confinement « dynamique » de ce bâtiment en y assurant une dépression par rapport à l'extérieur.

Ventilation du bâtiment combustible

Il a pour rôle de permettre la présence du personnel et le fonctionnement du matériel.

Nécessaire bien qu'à débit réduit lors d'un accident de manutention du combustible, la partie extraction de ce circuit est calculée au séisme, secourue électriquement et redondante. Etanches en aval de la filtration, les gaines d'extraction ne le sont pas en amont car le circuit y est en dépression.

La mesure d'une haute activité à la suite ou non d'un accident de manutention, la manœuvre d'un dispositif « coup de poing » (qui n'est autre qu'une manette aisément accessible au personnel et qui déclenche les sécurités en cas d'urgence) entraîne simultanément la fermeture des organes d'isolement automatique, l'arrêt de la ventilation normale et le démarrage de l'extraction à petit débit avec piégeage des iodes.

Ventilation des locaux électriques

Le rôle du circuit est de maintenir une température permettant l'accès du personnel et le fonctionnement des matériels. Ces locaux ne sont pas contaminables. Ce circuit comporte en outre un système de désenfumage en cas d'incendie.

Ventilation de la salle de commande

C'est là que travaillent les agents de conduite de la tranche. Ce local est maintenu en surpression par rapport aux locaux adjacents. L'air y est renouvelé en service normal, par un système de conditionnement en circuit fermé, électriquement secouru, dont les fuites sont compensées par un prélèvement à l'extérieur.

En cas d'incendie, les clapets coupe-feu se ferment automatiquement et le circuit de désenfumage est mis manuellement en service.

En cas d'accident provoquant une contamination radioactive à l'extérieur, il faut que la température reste inférieure à 30 °C et que l'irradiation globale pendant la durée de l'accident ne dépasse pas 5 rem par personne.

L'aspiration directe est isolée par deux registres en série, commandés par un signal de détection sur l'arrivée d'air frais qui provoque l'ouverture du registre d'isolement sur le caisson de filtres à iode et la mise en service du ventilateur de soufflage de ce caisson.

Ce signal déclenche en outre une alarme en salle de commande.

Protection incendie

D'une manière générale, les risques d'incendie dans une centrale nucléaire à eau légère sont beaucoup plus faibles que dans une centrale à combustible fossile. La transformation de l'énergie nucléaire en énergie électrique s'opère au moyen d'équipements dont les parties principales sont incombustibles (cuves, pompes, turbines, réfrigérants, vannes, tuyauteries, etc...). Par ailleurs, la protection biologique et la prévention contre les accidents imposent que les équipements nucléaires soient installés dans des bâtiments lourds en béton armé, fortement cloisonnés par des murs épais, peu propices à la propagation des incendies. Les risques d'incendie sont donc limités aux produits suivants :

- huiles de graissage de machines ou de commande de servomoteurs ; huile des transformateurs,
- équipements et câblages électriques,
- carburant des groupes électrogènes diesel de secours,
- matériaux de revêtement (peinture, etc...).

Mais des précautions doivent être prises pour qu'un incendie ne puisse en aucune manière compromettre le contrôle du cœur, ou conduire à un accident de criticité dans les stockages ou provoquer une contamination de l'environnement.

L'incendie est constaté par des détecteurs de fumée, de flamme, de variation de température et/ou de seuil de température, dont la répartition dans les divers locaux est minutieusement réglementée et qui font apparaître des informations lumineuses ou sonores en salle de commande et sur les tableaux locaux. Leur alimentation en électricité est quadruple : réseau, batterie d'accumulateur pouvant relayer le réseau pendant quelques heures, diesel, pile sèche signalant, par alarme en salle de commande, la défaillance éventuelle de la batterie.

Tout diagnostic d'incendie dans le bâtiment réacteur entraîne immédiatement la décision d'arrêt d'urgence et de mise en œuvre des moyens de lutte.

L'un des moyens de prévenir l'extension de l'incendie est de le confiner dans un volume limité. Les zones intéressées sont séparées du reste de l'installation par des murs et des cloisons s'opposant à la propagation de l'incendie et définissant des « secteurs de feu » de sorte qu'un incendie de la partie classique ne puisse se propager vers du matériel important pour la sûreté ; et qu'un incendie ne puisse mettre hors service simultanément deux équipements redondants ; et qu'enfin, les vapeurs, poussières, aérosols, résidus de combustible, résultant de l'incendie et pouvant être contaminés, soient confinés.

La durée de confinement de l'incendie est au minimum d'une heure et demie pour les secteurs liés à la sûreté nucléaire, et de deux heures s'il y a risque de contamination.

Dispositions pratiques

On utilise des peintures ininflammables, des portes coupe-feu, des câbles « non propagateurs ». Des clapets coupe-feu sont prévus sur les bouches d'air.

Dans la salle du groupe turbo-alternateur, recouverte intérieurement et extérieurement de tôles d'acier, la cuve à huile de graissage du groupe, ses réfrigérants et sa centrifugeuse sont implantés dans un cuvelage en béton armé, relié par une canalisation en acier avec siphon coupe-feu à une cuve enterrée qui rassemble les fuites d'huile à l'extérieur du bâtiment.

Les tuyauteries d'huile haute pression de la turbine (régulation, soulèvement du mobile) sont éloignées des tuyauteries vapeur et sont équipées d'un gainage antiprojections.

Les tuyauteries d'huile de graissage comportent une double enveloppe. Les calorifuges des tuyauteries avoisinantes sont rendus étanches à l'huile par une protection constituée de toile de nylon ou de verre enrobée d'un matériau tel que le foster sealfass.

L'huile utilisée pour la régulation de la turbine et des turbo-pompes alimentaires est difficilement combustible et les cuves sont entourées de murettes en béton délimitant des cuvettes de rétention.

Les transformateurs sont séparés par des murs en béton.

La salle de commande maintenue en légère surpression est isolée des autres locaux : cloisons et portes coupe-feu, obturation des passages de câbles, clapets sur gaines de ventilation, extraction des fumées.

Le panneau de repli est nettement éloigné de la salle de commande. Derrière lui, les différentes voies sont séparées par des cloisons pare-feu prolongées à l'avant dans la mesure où leur dépassement ne forme pas obstacle à l'observation d'ensemble des tableaux et à l'exécution rapide des manœuvres.

Réseau d'eau d'incendie

Les parties du réseau d'eau installées dans les bâtiments classés antisismiques sont également antisismiques. L'alimentation électrique de chaque pompe télécommandée depuis la salle de commande et périodiquement essayée, est reprise en secours.

On dispose également d'extincteurs à anhydride carbonique, d'extincteurs à poudre et d'une moto-pompe mobile.

Les déclenchements des systèmes d'extinction sont soit automatiques, soit à télécommande manuelle, à distance ou non, soit à commande mécanique.

Des équipes d'intervention, composées d'agents conservant par ailleurs leur affectation normale de travail, sont prévues dans le cadre général du plan d'urgence de la centrale, afin de mettre en œuvre les premiers secours contre l'incendie. Si le sinistre paraît difficilement maîtrisable avec les moyens propres à la centrale, les pompiers des centres proches sont appelés.

14

Le contrôle-commande

Outre ses moyens de traitement de l'information, le contrôle-commande rassemble l'ensemble des équipements électriques et électroniques permettant d'actionner manuellement ou automatiquement les auxiliaires de la centrale, et de recueillir les informations liées à ces commandes.

On distingue trois catégories de moyens de contrôle :

- les automatismes qui mettent les matériels en ou hors service ; ils agissent par « tout ou rien » et sont assurés par un dispositif programmable appelé « controbloc ». Cet automate qui reçoit les informations, les traite, surveille les matériels et élabore les signaux d'ordre ou d'alarme, possède deux propriétés particulières :
 - en cas de défaillance d'un de ses composants, il s'abstient d'émettre un ordre intempestif, assure la continuité partielle du programme et localise le composant défectueux.
 - il dispose d'une grande souplesse d'adaptation au procédé à automatiser.
- les régulations qui modifient le comportement des machines ;
- les moyens de traitement de l'information, qui renseignent l'opérateur, contribuent aux essais périodiques et permettent des analyses « a posteriori ».

La conduite est soit centralisée en salle de commande, soit décentralisée à partir des pupitres locaux, ou du panneau de repli (voir page 107) qui permet, dans certaines conditions, de procéder à l'arrêt de la tranche si la salle de commande doit être évacuée.

La centralisation constitue la règle générale, notamment pour les systèmes participant au fonctionnement normal et pour les systèmes de sûreté.

Sûreté du contrôle-commande

Ayant pour mission d'assurer le fonctionnement normal et la sûreté de la centrale (en détectant les anomalies, en luttant contre elles et en déclenchant au besoin les sauvegardes), le contrôle-commande est astreint à des règles spéciales de sécurité.

1. Pour chaque tranche, il est prévu deux ensembles distincts de production et de distribution d'énergie électrique. Dans chaque cas, la distribution se fait sous l'une ou l'autre des quatre tensions de 30 V, 48 V, 125 V, ou 230 V. Le courant continu provient d'une batterie ayant une heure d'autonomie.

Ces deux réseaux sont éventuellement secourus.

2. La manœuvre des appareils se fait par commande électrique soit à distance (fonctionnement normal), soit directe (exceptionnel) ; cette dernière (dont l'utilisation est signalée en salle de commande) est prioritaire sur la commande à distance, mais la commande à distance en provenance du système de protection est prioritaire sur toute autre. En cas de commande directe, les seules protections qui subsistent sont

les protections électriques internes et tous les ordres de commande extérieurs sont coupés. Toutefois, un relais permet, s'il y a lieu, de faire passer un ordre de déclenchement issu de l'automatisme.

3. Les chaînes de mesure entrant dans les systèmes de protection sont conçues de façon que les défauts les plus probables pouvant affecter une chaîne (perte d'alimentation, coupure d'un circuit...) ne conduisent pas à des défaillances dangereuses empêchant l'action de sécurité.

Les moteurs, paliers, butées, vannes, servo-moteurs assurant la sécurité de ces chaînes de mesure sont équipés de sondes, pyromètres, limiteurs de couple. Différentes méthodes (coïncidences, complémentarités, stades successifs) empêchent le fonctionnement intempestif des sécurités importantes.

Les chaînes de protection redondantes sont réparties en quatre groupes de protection et il n'y a pas de point commun, fonctionnel ou d'alimentation, entre chaînes appartenant à des groupes différents dont les armoires d'instrumentation sont installées dans des locaux distincts.

4. Afin de limiter le nombre de manettes en salle de commande, l'opérateur agit en général sur des « fonctions élémentaires », mettant en jeu un ensemble de matériels, groupés en sous-ensembles.

Ses modes d'intervention

Les auxiliaires assurant la sécurité des matériels principaux sont mis en service, soit manuellement avant ces matériels, soit automatiquement en même temps qu'eux. Ces auxiliaires sont redondants ; leur mise hors service volontaire est uniquement manuelle, et ils sont protégés par des verrouillages, sauf s'ils interviennent dans la sûreté. Toutefois, une inhibition manuelle provisoire évite, le cas échéant, une action intempestive de protection, car il n'est pas possible d'interrompre une action de protection avant son accomplissement total.

Lorsqu'une intervention manuelle de l'opérateur, effectuée avant le moment opportun, au cours d'un accident, risque d'être préjudiciable à la sûreté, des verrouillages interdisent cette action prématurée.

Par les systèmes de surveillance, un défaut à évolution lente est détecté, dès son apparition par alarme au premier stade ; si l'évolution devient rapide, un deuxième stade d'alarme provoque une action automatique de protection. En règle générale, les défauts affectant un matériel ou un circuit important pour la sûreté entraînent uniquement des alarmes et, lorsque cela est possible, des actions automatiques de reprise en secours sauf, bien entendu, si la présence de ces défauts risque de provoquer ou d'aggraver un accident nucléaire.

Chaînes de régulation

Tout en minimisant les contraintes sur le matériel, elles maintiennent diverses grandeurs (température, pression, vitesse) au voisinage d'une valeur de consigne, de manière que, d'une part, soit assurée au mieux la production d'électricité demandée par le réseau, et que d'autre part, la tranche fonctionne en dessous des limites à partir desquelles se créeraient un régime anormal et (ou) des contraintes inacceptables sur le matériel. Ces limites sont matérialisées, d'abord par des alarmes, puis par des actions spécifiques et des automatismes tout ou rien (ouverture du contournement de vapeur, ouverture des soupapes de sûreté, déclenchement du réacteur ou de la turbine...).

Pour se prémunir contre toute défaillance, chaque organe de réglage peut être manœuvré individuellement depuis la salle de commande. Des dispositifs appropriés permettent de substituer un signal de consigne manuel au signal issu du régulateur en cas de défaillance de celui-ci.

Des chaînes spéciales dites de limitation peuvent se substituer aux chaînes de régulation en cas de défaillance de celles-ci. Cela évite l'entrée en action des chaînes de protection, tout en s'opposant à des manœuvres trop proches des seuils de sécurité.

Le panneau de repli

C'est une salle de commande de secours, au cas où il faudrait évacuer la salle principale du fait d'un sinistre (incendie, gaz, fumées...).

On admet que ce sinistre :

- n'est pas concomitant avec un accident nucléaire,
- peut s'accompagner d'une perte du réseau électrique extérieur,
- est à évolution suffisamment lente pour que, entre la décision et l'évacuation effective, l'opérateur ait eu le temps de commander la chute des grappes de contrôle et qu'il n'y ait pas à très court terme (1/4 d'heure) d'ordre aberrant provenant de la salle de commande et susceptible de compromettre la sécurité.
- ne compromet pas l'accessibilité et le bon fonctionnement des matériels situés dans les locaux autres que la salle de commande.

On dispose au panneau de repli :

- des moyens nécessaires au passage et au maintien à l'état d'arrêt à chaud,
- des moyens nécessaires au démarrage des diesels,
- des moyens nécessaires au passage à l'état d'arrêt à froid en utilisant éventuellement des moyens complémentaires de conduite décentralisée (situés en dehors de la salle de commande).

L'hypothèse retenue de non concomitance de l'évacuation de la salle de commande et d'un accident nucléaire, n'astreint pas à protéger la totalité des circuits de sauvegarde contre tout ordre aberrant. Trois exceptions toutefois :

- pour les pompes d'aspersion,
- pour l'isolement d'enceinte (ordres manuels et automatiques),
- pour l'injection de sécurité (ordres manuels seulement).

La concentration des circuits en salle de commande

Il a été dit à maintes reprises qu'en vue de la sécurité, les systèmes redondants doivent être autant que possible séparés physiquement de manière à ne pas se nuire mutuellement. Mais la salle de commande constitue une zone de convergence dans laquelle la proximité des voies redondantes est pratiquement inévitable, bien que les matériels des deux voies, leurs câbles de liaison, et les organes de commande sous pupitre soient au maximum éloignés les uns des autres par des caissons, des gaines, des chemins fermés en tôle U non perforés avec capot amovible.

Dans les zones où des projectiles ou des fouettements de tuyauteries sont à craindre, on place des barrières. Tout câble (puissance, contrôle, mesure) d'un circuit ou d'un auxiliaire peut cheminer avec un câble de sécurité mais est astreint, dans ce cas, aux mêmes règles de séparation que ce dernier. En particulier, un tel câble ne passe en

aucun cas d'un chemin de câble d'une voie (ou d'un groupe) à celui de l'autre voie (ou d'un autre groupe) en cours de parcours.

Chaînes de protection

Elles sont composées de capteurs et de matériels électriques et mécaniques de transmission, d'interprétation et de commande, identifiées par des couleurs correspondant à un code. Elles ont pour rôle de :

- détecter les conditions accidentelles,
- et, le cas échéant, mettre en route automatiquement les systèmes appropriés (y compris les systèmes de contrôle de la réactivité), de façon à ce que les limites admissibles spécifiées pour le combustible ne soient pas dépassées.

Ces systèmes que l'opérateur peut commander directement de la salle de commande ont de nombreux auxiliaires. L'ensemble est testé pendant les arrêts, parfois pendant la marche. Ce sont essentiellement :

- le sous-système d'arrêt d'urgence du réacteur qui, pour éviter une situation dangereuse ou en réduire les conséquences, déclenche les disjoncteurs d'alimentation des mécanismes des grappes de régulation et d'arrêt.
- le sous-système de sauvegarde qui, en cas d'accident grave, déclenche les dispositifs de sauvegarde tels que l'injection de sécurité, l'isolement de l'enceinte et l'aspersion de l'enceinte.

Chaque sous-système devant être redondant est doublé, tant au niveau des composants actifs qu'à celui du contrôle-commande : les chaînes de protection de deux ou trois actionneurs redondants sont totalement distinctes et indépendantes, depuis les chaînes de mesure élaborant les ordres jusqu'aux équipements, aucun point commun n'existant à aucun niveau (sources de puissance et de contrôle indépendantes, etc.).

Par conception des circuits des chaînes de protection, la sûreté prime le fonctionnement continu de la tranche, on accepte de courir le risque d'un arrêt d'urgence intempestif (sur un défaut de mesure ou de son interprétation).

C'est ainsi que, sans aucun obstacle, les grappes d'arrêt sont libérées sur manque de tension de contrôle ou d'alimentation de leurs mécanismes.

Le sous-système d'arrêt d'urgence agit dans toutes les combinaisons de paramètres du système primaire (puissance, distribution de puissance, pression, volume, débit, température) et secondaire (niveaux et débits) susceptibles d'entraîner un échauffement anormal du combustible, conduisant à dépasser les limites technologiques du crayon de combustible ou une surpression anormale à l'intérieur du circuit primaire ou diverses anomalies au pressuriseur.

Il y a risque d'échauffement du crayon combustible quand :

- le dégagement de chaleur est localement élevé pour un débit de fluide primaire normal (flux neutronique élevé, ou déséquilibre axial du flux voir ci-après « instrumentation »)
- le débit du fluide primaire est faible pour un dégagement de chaleur normal (incident sur les pompes primaires)
- la transmission de la chaleur du circuit primaire vers le circuit secondaire est insuffisante (par déclenchement turbine)
- il y a contournement ou alimentation insuffisante d'un ou plusieurs générateurs de vapeur.

L'arrêt d'urgence qui consiste à introduire dans le cœur du réacteur une grande quantité d'antiréactivité, s'obtient par la descente par gravité des grappes d'arrêt et

des grappes de régulation. Les grappes sont, en service normal, suspendues hors du cœur par des électro-aimants qui s'ouvrent en cas de manque de tension. Il suffit donc que la protection fasse ouvrir les disjoncteurs placés sur le circuit de ces électro-aimants pour que les grappes tombent par gravité.

Le sous-système de sauvegarde correspondant a été présenté au chapitre 10.

L'injection de sécurité est déclenchée par commande manuelle en salle de commande ou par l'un quelconque des signaux suivants élaborés par le système de protection : très basse pression pressuriseur, très basse température dans l'une quelconque des quatre branches froides du circuit primaire, basse pression dans l'une quelconque des quatre lignes de vapeur, haute pression dans l'enceinte. Démarrent simultanément : les groupes électrogènes, l'alimentation de secours des générateurs de vapeur et l'injection de sécurité.

L'instrumentation nucléaire

Sur toute l'étendue de la plage de puissance du réacteur, cette instrumentation renseigne l'opérateur sur le niveau de puissance et le profil de flux neutronique dans le cœur. Les systèmes de contrôle et de protection reçoivent ces informations et peuvent ainsi élaborer les signaux nécessaires à la sécurité du réacteur.

Pour couvrir la totalité de la plage de fonctionnement, l'instrumentation comporte trois gammes liées à trois niveaux distincts de protection :

- la gamme « source » pour un flux de 10^{-1} à 10^5 neutrons/cm²/s,
- la gamme « intermédiaire » : $2,5 \cdot 10^2$ à $2,5 \cdot 10^{10}$ neutrons/cm²/s,
- la gamme « puissance » : $5 \cdot 10^2$ à $5 \cdot 10^{10}$ neutrons/cm²/s ;

Chaque gamme impose l'arrêt d'urgence en cas de surpuissance du réacteur dans la plage correspondante. Les recouvrements des gammes assurent la continuité de la protection et du contrôle entre les trois niveaux. La plage totale de mesure s'étend depuis l'arrêt jusqu'à 120 % de la puissance nominale, avec la possibilité d'enregistrer des excursions de puissance jusqu'à 200 % de la puissance nominale.

Il y a huit chaînes de mesure indépendantes : deux dans la gamme « source », deux dans la gamme « intermédiaire », quatre dans la gamme « puissance ». Les détecteurs correspondants sont situés dans des puits réalisés dans le fût en béton entourant la cuve : deux puits face à deux « côtés » opposés du cœur contiennent chacun un détecteur de la gamme « source » et un détecteur de la gamme « intermédiaire » et les quatre puits des « diagonales » contiennent chacun un détecteur de la gamme « puissance » (les deux autres puits sont laissés en réserve).

Toutes les informations correspondantes sont affichées en salle de commande. Des alarmes fonctionnent en cas de conditions anormales.

L'instrumentation interne du cœur fournit, par six détecteurs miniatures mobiles à chambres de fission introduits dans le cœur à travers la partie inférieure, des informations sur la distribution spatiale du flux neutronique et, par 50 thermocouples chromel-alumel et des informations sur la distribution des températures du réfrigérant à la sortie du cœur en des emplacements sélectionnés.

Les résultats de ces mesures permettent de déterminer les performances du cœur.

L'activité de l'eau primaire est mesurée en discontinu par prélèvements. Mais pour éviter les conséquences d'incidents brusques (grosses ruptures de gaine) on effectue une mesure continue par détecteur placé à proximité de la ligne de décharge du circuit de contrôle volumétrique chimique. Ceci permet d'éliminer l'effet des produits radioactifs à vie très courte (azote 16 et oxygène 19).

15

Les plans particuliers d'intervention relatifs aux centrales électronucléaires

En cas d'accident, la protection des populations voisines des centrales électronucléaires est du ressort de l'organisation générale des secours et se trouve donc sous la responsabilité du Commissaire de la République du département. Toutefois, la spécificité des risques radiologiques a amené les pouvoirs publics à compléter le dispositif général des secours, qui existe dans chaque département, par l'établissement de « plans particuliers d'intervention » adaptés à chacune des centrales nucléaires qui existent en France.

Ces plans reposent sur une parfaite complémentarité entre les mesures internes d'urgence prévues par l'exploitant et l'intervention des secours extérieurs. Ces derniers mettent en œuvre, notamment, des équipes locales de sapeurs-pompiers capables d'effectuer les premières mesures de radioactivité — rapidement appuyées par les moyens spécialisés des services nationaux.

Dès maintenant établis pour chacune des centrales nucléaires en service, de tels plans reçoivent une large diffusion auprès des élus, des médias et du public.

Après une analyse des solutions adoptées en matière de transmission de l'alerte, d'application des contre-mesures, de relations publiques et de mise en œuvre des moyens, le présent chapitre dresse un bilan provisoire des travaux menés en France dans le domaine de la sécurité des populations situées au voisinage des centrales nucléaires.

Une évolution : d'ORSECRAD au PPI et au PUI

Le plan ORSEC

Dans le cadre de l'organisation générale du ministère de l'Intérieur, la direction de la Sécurité civile (DSC) a pour mission d'animer et de coordonner les services chargés d'assurer la sécurité des populations à l'égard des risques d'accident de toutes natures.

Alors que, pour les accidents les plus fréquents, il est fait uniquement appel aux moyens de secours locaux — et particulièrement aux corps de sapeurs-pompiers qui quadrillent le territoire — la gravité du sinistre peut exiger, dans certaines circonstances, une mobilisation exceptionnelle de moyens.

C'est pour répondre à ce besoin qu'une instruction interministérielle de 1952 a institué le plan ORSEC, document d'organisation fixant la structure et les missions du commandement des secours en cas de catastrophe.

L'organisation des secours

Le responsable du plan ORSEC, qui a pour cadre le département, est le Commissaire de la République représentant du Gouvernement. En cas de nécessité, il revient à cette autorité de déclencher le plan et de mobiliser les moyens départementaux. Pour la mise en œuvre de ces moyens, le préfet constitue auprès de lui un état-major comprenant cinq principaux services opérationnels : liaisons — transmissions ; police — renseignements ; secours — sauvetage ; soins médicaux et entr'aide ; transports et travaux.

Les moyens organiques propres à l'administration sont alors complétés, s'il y a lieu, par ceux des services publics, des entreprises privées ainsi que des grandes associations et groupements d'entr'aide. Dans tous les cas, il est possible de réquisitionner les matériels nécessaires. Des renforts sont fournis, en cas de besoin, par les départements voisins et les échelons supérieurs (zone de défense, moyens nationaux). La direction de la Sécurité civile dispose, notamment, d'un centre opérationnel (le CODISC), fonctionnant 24 heures sur 24, et ayant pour mission de répondre aux demandes d'assistance formulées par les départements.

L'annexe ORSECRAD

L'adaptation des plans ORSEC à la nature particulière de certains risques a progressivement nécessité l'établissement d'annexes spécialisées, au nombre d'une quinzaine.

C'est ainsi que les accidents à caractère radiologique ont, dès 1963, fait l'objet d'une annexe dite « ORSECRAD », dont le schéma-type est établi par le ministère de l'Intérieur, en accord avec les départements de la Santé, de la Défense et de l'Industrie.

Il est important de noter que ces dispositions traitent principalement des risques de temps de paix liés aux utilisations militaires de l'énergie nucléaire, et qu'une fraction seulement du document concerne les installations civiles.

C'est la raison pour laquelle les annexes ORSECRAD n'ont pas été rendues publiques : leur diffusion est réservée aux seules autorités susceptibles de participer à la mise en œuvre des plans.

Le « PPI — Centrale nucléaire »

Le plan ORSEC et son annexe ORSECRAD étant essentiellement des documents d'organisation, l'intervention des secours extérieurs en cas d'accident dans une centrale nucléaire doit nécessairement faire l'objet de dispositions opérationnelles plus précises.

Une telle situation serait caractérisée, notamment, par :

- l'impact psychologique, sur les populations, de tout incident, même mineur ;
- la spécificité des risques radiologiques ;
- l'absence de précédents locaux, donc d'expérience professionnelle pour les responsables de l'intervention ;
- la complexité des structures administratives et le nombre des organismes à mettre en jeu.

Il est donc apparu aux pouvoirs publics qu'il était indispensable de disposer, pour chacune des centrales nucléaires, d'un plan de protection des populations adapté à ses caractéristiques particulières. C'est pour répondre à ce besoin qu'une circulaire du ministère de l'Intérieur, diffusée en décembre 1978 à l'attention personnelle des préfets, a prescrit l'établissement, par site, d'un « plan particulier d'intervention (PPI) ».

Constituant, pour la centrale nucléaire, une version opérationnelle de l'annexe ORSECRAD, le PPI s'appuie sur les principes et les structures du plan ORSEC. Bien que présenté conformément à un schéma-type diffusé par l'administration centrale, et soumis à l'approbation du ministre de l'Intérieur de façon à assurer la cohérence du dispositif à l'échelon national, le PPI d'une centrale nucléaire est élaboré et mis en application sous la responsabilité du Commissaire de la République, chargé de la conduite des opérations en cas d'accident.

Le plan d'urgence interne « PUI »

La mise en œuvre du PLAN d'URGENCE INTERNE est de la responsabilité de l'exploitant. Il concerne l'intérieur du périmètre de la centrale et a pour objet de limiter les conséquences de l'accident, aussi bien à l'intérieur qu'à l'extérieur.

Ce plan comporte notamment :

- un inventaire des situations accidentelles à prendre en considération, en distinguant :
 - les accidents non radiologiques,
 - les accidents radiologiques, en tenant compte pour ces derniers de l'importance des rejets éventuels,
- une évaluation de leurs conséquences (nature et étendue des effets),
- un inventaire précis de l'ensemble des éléments qui constituent le dispositif de mesures permettant d'effectuer un diagnostic rapide de l'accident et une prévision de ses effets à court et moyen terme,
- une description des moyens d'intervention et de leur mode d'emploi dans les divers accidents-types et les modalités de l'information constante des autorités responsables des secours extérieurs.
- enfin, l'articulation des dispositions du plan d'urgence interne avec le « PPI » de manière à assurer entre eux, de la manière la plus rationnelle, une complémentarité sans faille.

Le contenu d'un « PPI — centrale nucléaire »

Comme la plupart des documents de l'espèce, le PPI indique :

- la structure du commandement et les missions des services ;
- les schémas et procédures d'alerte, de compte rendu et d'information ;
- les facteurs de décision et les conditions de mise en œuvre des contre-mesures.

Il comporte, d'autre part, toutes données utiles sur les moyens prévus et leur emploi :

- dispositif opérationnel des transmissions (réseaux filaires et radio) ;
- répertoire téléphonique et télex ;
- inventaire détaillé des moyens spécialisés publics et privés ;
- documentation cartographique relative à l'intervention des secours extérieurs au voisinage du site nucléaire.

L'originalité du plan tient, principalement, aux dispositions prévues pour la transmission de l'alerte, au choix et à la mise en œuvre des contre-mesures ainsi qu'à l'importance donnée aux problèmes d'information du public ; sa fiabilité reposerait sur la valeur opérationnelle et l'intervention rapide des moyens spécialisés.

L'alerte

Compte tenu de la sensibilité de l'opinion publique dans ce domaine, le PPI ne traite pas uniquement des sinistres graves, dont la probabilité d'occurrence est extrêmement faible ; il prend aussi en considération certains accidents mineurs, à caractère

radiologique ou classique (incendie par exemple), pouvant exiger l'intervention urgente de secours extérieurs.

Le plan s'articule, en effet, autour de trois niveaux d'alerte :

- niveau 1 : accidents classiques, ne mettant pas en cause la sûreté nucléaire de l'installation ;
- niveau 2 : accidents radiologiques dont les effets ne débordent pas des limites du site ;
- niveau 3 : accidents radiologiques ayant des conséquences hors du périmètre du site nucléaire.

Au stade du déclenchement de l'alerte, l'exploitant de la centrale joue un rôle déterminant en signalant immédiatement tout événement anormal, puis en donnant une première évaluation de ses conséquences possibles. Le plan d'urgence interne de l'installation, dont il est responsable, doit donc être coordonné de façon étroite avec le PPI du préfet.

En fonction des informations qui lui sont fournies par l'exploitant, le Commissaire de la République met alors en alerte les services départementaux et, selon le cas, régionaux — puis la direction de la Sécurité civile, qui active son centre opérationnel (le CODISC) et retransmet les informations aux autres services centraux.

Par ailleurs, l'exploitant transmet également l'alerte à ses autorités hiérarchiques, au Commissariat à l'énergie atomique, ainsi qu'aux deux services centraux spécialisés qui ont une mission opérationnelle en cas d'accident :

- le service central de protection contre les rayonnements ionisants (SCPRI) ;
- le service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN).

L'inévitable complexité d'un tel schéma d'alerte ne saurait se traduire par des délais de transmission inacceptables en cas d'accident grave. Le PPI prévoit donc des dispositions permettant l'information immédiate des services publics — en priorité, vers les autorités locales de sapeurs-pompiers, de police et de gendarmerie.

Les contre-mesures

S'agissant d'un accident pouvant avoir des conséquences radiologiques sur les populations voisines du site, le plan est axé, essentiellement, sur la protection des personnes au moyen de leur mise à l'abri dans les bâtiments. Le facteur « écran » est donc, a priori, préféré au facteur « distance », sans pour autant exclure l'éventualité de mesures ponctuelles d'évacuation.

Disposant initialement des seules informations transmises par l'exploitant, le Commissaire de la République reçoit rapidement d'autres éléments de décision, comme :

- les résultats des mesures de radioactivité effectuées par les équipes de détection des sapeurs-pompiers ;
- les avis techniques des services centraux spécialisés (SCPRI et SCSIN) ;
- les informations météorologiques communiquées par le centre régional.

Sur place, le poste de commandement opérationnel centralise les données techniques. Il sera appuyé, dès les premières heures, par des spécialistes du C.E.A., puis par les représentants des services centraux spécialisés. Toutefois, compte tenu des délais non négligeables de constitution d'une équipe de conseillers techniques auprès du Commissaire de la République, il a paru indispensable de donner à cette autorité les moyens de décider seule, dans un premier temps, des mesures conservatoires les plus urgentes.

A cette fin, trois schémas de prise de décision sont prévues au PPI :

- dans l'hypothèse d'un débit de dose ambiant ou prévisible pouvant conduire à une

dose totale inférieure à 500 millirads pour les populations non abritées, poursuite de la vie normale ;

- à partir d'une dose de 500 millirads, la population des secteurs concernés est invitée à regagner son domicile, en observant les consignes générales préalablement distribuées ;

- dès l'alerte de niveau 3, le dispositif prévu en cas d'évacuation d'un ou plusieurs secteurs est mis sur pied ; il n'entrerait en jeu que sur avis technique des services centraux spécialisés.

Planifier des mesures d'alerte, de surveillance radiologique, de confinement à domicile et, exceptionnellement, d'évacuation exige une définition préalable des zones dans lesquelles elles s'appliqueraient. Après analyse de divers scénarios d'accident envisageables, il a été admis que des mesures de confinement à domicile pourraient s'avérer opportunes dans un rayon d'une dizaine de kilomètres autour de la centrale, mais que d'éventuelles mesures d'évacuation ne seraient pas à prévoir au-delà de 5 km du site. Dans tous les cas, les secteurs menacés seraient déterminés en fonction de la situation météorologique indiquée par la centrale et de son évolution, donnée par le centre régional.

Les problèmes d'information

L'un des principaux objectifs du PPI est de permettre, lors de son élaboration, une large information des élus et du public.

L'accident survenu en mars 1979 à la centrale américaine de Three Mile Island a confirmé le caractère essentiel de cet élément, souligné dans le rapport d'information publié en juin 1979 par la Commission de la production et des échanges de l'Assemblée nationale, à la suite d'une mission qui a pu étudier sur place les problèmes posés.

S'agissant du PPI, il est normal que l'information préalable du public passe par celle des élus. A cet effet, le Commissaire de la République organise la présentation aux maires des principales dispositions du document, en s'attachant à ce que ces autorités soient parfaitement informées des missions qui leur seraient imparties en cas d'accident.

Dès sa mise en application, dans un même souci d'information systématique, le PPI reçoit la plus large diffusion. Préalablement allégé des quelques renseignements confidentiels qu'il comporte (tels que ceux relatifs aux transmissions ou aux moyens militaire), le document est distribué aux maires, aux médias et toute la population peut le consulter dans les mairies.

En cas de déclenchement du plan, l'information « à chaud » serait confiée à une cellule des relations publiques, créée au sein de l'état-major départemental. Sous l'autorité d'un fonctionnaire désigné comme porte-parole du préfet, cette cellule comprendrait des responsables des divers organismes concernés par la gestion de la crise, ainsi que des personnalités choisies pour leurs connaissances scientifiques et leur expérience dans les domaines de la communication.

Les moyens

La mise en œuvre d'un PPI reposerait sur le rassemblement de moyens spécialisés pouvant comporter, selon la gravité de l'accident :

- les équipes de détection des sapeurs-pompiers locaux ;
- à l'échelon inter-départemental, les centres du CEA et les cellules mobiles d'intervention radiologique de la Sécurité civile ;
- au niveau national, les laboratoires et groupes mobiles du SCPRI, du CEA, ainsi que des unités de la direction de la Sécurité civile.

Dans l'état actuel du dispositif, la surveillance radiologique des environs du site nucléaire — assurée en permanence par des stations fixes, enregistrant les débits de dose en plusieurs points au voisinage de la centrale — serait renforcée, dès l'alerte, par des mesures effectuées par les équipes de détection des sapeurs-pompiers locaux.

Organisées essentiellement en fonction de missions du temps de guerre, de telles équipes sont mises sur pied dans les centres de secours principaux, sur l'ensemble du territoire. La direction de la Sécurité civile a entrepris de renforcer systématiquement ce dispositif au voisinage des centrales nucléaires. Cet effort porte, en particulier, sur la formation opérationnelle des cadres, actuellement menée de façon active avec le concours de l'Institut national des sciences et techniques nucléaires et celui du CEA.

Les équipes locales de détection des sapeurs-pompiers seraient appuyées par des cellules mobiles d'intervention radiologique (CMIR), éléments légers aérotransportables de la Sécurité civile constitués dans chacune des zones de défense, ainsi qu'au sein des unités de la direction de la Sécurité civile. Équipés grâce à l'aide d'EDF et instruits avec le concours du CEA, ces cellules forment l'étage intermédiaire entre les équipes locales de détection, évoquées ci-avant, et les moyens des services spécialisés régionaux et nationaux (CEA, SCPRI).

En conclusion : un bilan provisoire

Ainsi, avant même l'accident américain de Three Mile Island, les autorités françaises avaient, en ce qui concerne les centrales nucléaires, pris des dispositions en vue de compléter les plans ORSEC départementaux par des plans particuliers d'intervention (PPI) adaptés à chacun des sites.

Depuis le début de 1980, toutes les centrales en service, ainsi que le centre de retraitement de la Hague ont fait l'objet de l'établissement d'un PPI. Le public est informé du contenu des plans, et des consignes précises en cas d'accident sont progressivement distribuées aux familles à l'aide notamment de documents largement diffusés.

Tout en veillant à ce que ces plans soient pleinement opérationnels, et en poursuivant leur élaboration pour les sites nucléaires qui seront prochainement mis en service, les pouvoirs publics continuent l'examen des problèmes soulevés. Parmi ces sujets d'études, on peut citer :

- une meilleure adaptation des moyens, en hommes et en équipements, à la nature particulière de l'intervention ;
- un examen approfondi des problèmes d'information ;
- l'organisation d'exercices périodiques de sécurité.

Quelles que soient les améliorations qui pourront être apportées au dispositif, on peut considérer que les PPI constituent, dès maintenant, une réponse concrète et originale aux problèmes qui se poseraient aux pouvoirs publics dans l'hypothèse d'un accident. Il convient de rappeler une fois encore qu'une telle hypothèse est extrêmement improbable, du fait des précautions prises au moment de la construction et pendant l'exploitation des centrales.

L'un des principaux objectifs était de dédramatiser la perception par l'opinion publique des questions de sécurité nucléaire. Les réactions enregistrées depuis mai 1979 à l'occasion de la publication des PPI sont très encourageantes à cet égard.

Au cours des années à venir, il conviendra de tirer les conclusions des travaux effectués en vue d'améliorer les solutions aux problèmes difficiles qui se trouvent posés. Cette tâche sera menée à bien grâce au climat de confiance collaboration qui unit les principaux organismes responsables, à des titres divers, de la sécurité des populations.

16

Les hommes : formation et qualification

Dans les chapitres précédents ont été analysées les dispositions de sécurité prises à tous les niveaux, depuis le moment où la centrale est conçue sur le papier, jusqu'à celui où elle est finie de construire. Ces mesures sont essentiellement d'ordre technique : elles visent à s'assurer de la qualité du matériel employé et de la présence de dispositifs capables d'assurer la sûreté en toute occasion.

Si importantes soient-elles, ces multiples dispositions seraient insuffisantes si elles ne s'accompagnaient pas de la formation et de la qualification des hommes ayant la charge d'exploiter la centrale.

L'accident survenu, dans les dernières années, à la centrale de Three Mile Island, aux États-Unis, a confirmé, s'il en était besoin, l'importance du « facteur humain » et la nécessité d'une excellente formation du personnel à tous les niveaux.

Les centrales nucléaires d'Électricité de France sont exploitées par des personnels du Service de la Production Thermique qui appartient à la Direction de la Production-Transport. En ce qui concerne la sécurité, à l'échelon central, ce Service dispose notamment d'un département Exploitation et Sûreté Nucléaire et d'un département Sécurité-Radioprotection-Environnement. Ce dernier travaille en liaison avec le Comité de Radioprotection, formé de médecins et de biologistes, qui définit la doctrine de l'Établissement en matière de radioprotection.

L'application des décisions est vérifiée par un corps d'inspecteurs nucléaires directement rattaché au Chef du Service de la Production Thermique.

Sur chaque site nucléaire il y a un chef de centrale qui est personnellement responsable de la bonne marche des unités de production du site. Présent sur le site dès la phase des montages électromécaniques, il entre officiellement en fonction au début du chargement de l'uranium dans le cœur du réacteur et prend alors la relève du responsable du chantier. Dès lors, il devient, selon l'expression des marins, « seul maître à bord après Dieu » comme un commandant l'est de son navire.

Le personnel d'un site nucléaire

Environ 1 200 personnes travaillent dans une centrale électronucléaire PWR 1 300 MW de 4 tranches.

Ces 1 200 personnes se divisent en deux grands groupes : d'une part, 700 agents affectés aux tranches, de l'autre 500 agents constituant le personnel de site.

Les agents de tranche

Parmi les 700 agents de tranches, un peu plus de la moitié a la charge de la conduite et comprend notamment les équipes de quart. L'autre partie a la charge des contrôles techniques.

Les agents de site

Les 500 agents du personnel de site se répartissent aussi en deux spécialités : l'une, de 400 environ, est chargée de l'entretien et des réparations ; l'autre, une centaine, remplit les tâches administratives. Ces tâches concernent aussi bien le suivi professionnel des hommes et des équipes que celui des matériels et de leur fonctionnement. Les archives d'une seule tranche nucléaire contiennent des centaines de fiches techniques à tenir constamment à jour, en plus des documents fournis par les constructeurs, et, bien-entendu, des rapports de sûreté acceptés par les autorités.

A tous incombe enfin une mission plus générale, et qui n'a pas de limites, car elle procède d'un état d'esprit au-delà du respect des réglementations : l'organisation et la surveillance de la qualité : qualité dans l'efficacité du service technique, dans l'économie de la gestion, et surtout dans la sûreté permanente de la centrale, du site et de l'environnement.

L'organisation des tâches dans une centrale

On dénombre une douzaine d'activités organiquement distribuées, dont le regroupement au sein des services opérationnels est en conséquence déterminée par la structure même des organigrammes. Celle-ci varie avec la taille de la centrale.

Les principales activités sont les suivantes :

- L'organisation du travail pour obtenir une bonne adéquation du personnel aux tâches ;
- La conduite des installations.
- L'entretien du matériel qui a pour incidence :
 - la gestion d'une documentation qui tient à jour les fiches techniques et les statistiques relatives à l'exploitation du matériel ;
 - une gestion élaborée des pièces et des assemblages ;
 - le stockage et la manutention de ces pièces et assemblages (nombre de ces pièces pèsent plusieurs tonnes et doivent être manœuvrées avec des ponts roulants).
- Le contrôle des installations, c'est-à-dire du matériel et du fonctionnement des tranches ;
- Le contrôle de la radioactivité et incidemment, la protection contre les radiations et la décontamination en conformité avec les directives des pouvoirs publics.
- La surveillance de la qualité, de la formation, de l'exploitation, et des interventions d'entretien.
- Le gardiennage.

Les équipes de quart

Elles sont placées sous l'autorité d'un ingénieur chef de service, secondé par un adjoint. Jour et nuit ces équipes assurent la conduite et la surveillance des tranches par roulement.

Chaque équipe de quart comprend un ingénieur sûreté-radioprotection et un chef de quart, qui assurent la permanence de la responsabilité de la conduite. Le chef de quart et son adjoint sont assistés, pour les centrales à deux tranches, de deux chefs de bloc principaux, qui assurent, depuis la salle de commande, la conduite et la surveillance directe de la fission, de la production de vapeur, du régime du groupe turbo-alternateur, et contrôlent les matériels et les circuits en service. Ils ont auprès d'eux deux agents techniques d'exploitation, et trois rondiers qui effectuent les rondes de surveillance, les manœuvres, font des essais locaux et les relevés d'appareils de mesure.

En cas de besoin, le chef de quart peut faire appel à une « permanence d'astreinte », composée d'ingénieurs et de techniciens de toutes spécialités.

Pendant les phases de mises au point, d'essais et de montée en puissance d'une tranche, les équipes de quart opèrent sous la conduite d'« ingénieurs de démarrage ». Ils établissent avec ceux-ci le dossier des consignes générales et particulières d'exploitation des matériels, qui sera joint au rapport définitif de sûreté destiné aux Pouvoirs Publics.

L'organisation de la sécurité

Dès sa prise de fonction, le chef de centrale devient responsable de la sécurité sur le site : respect des règles d'exploitation, organisation de la sécurité, contrôle du respect des consignes de sûreté et de radioprotection.

Pour mener à bien sa mission, il est entouré, lorsque sa centrale comporte quatre tranches, d'un chef par paires de tranches, et d'un chef-adjoint de centrale chargé des services communs.

De plus, un cadre uniquement chargé de la sécurité et de la radioprotection, lui est directement rattaché et assure les relations avec les services centraux spécialisés, précédemment nommés.

Sur le site existent également des agents de sécurité qui effectuent des visites systématiques du matériel de détection d'alarme, des extincteurs, des appareils respiratoires, etc.

De leur côté, les Autorités de sûreté exercent un contrôle sur ces actions par l'intermédiaire des Inspecteurs des installations nucléaires de base. Ceux-ci ont précisément pour mission :

- de vérifier le respect des prescriptions figurant dans le Manuel d'Organisation de la qualité,
- de s'assurer de l'efficacité de l'organisation de la qualité et de sa surveillance dans chacune des centrales qu'ils inspectent.

Ainsi, d'une manière plus générale, la sécurité repose sur deux piliers complémentaires : d'une part, l'organisation du respect des règles de sûreté et de radioprotection ; d'autre part, la formation et le perfectionnement du personnel.

La formation technique du personnel

La formation du personnel est assurée par les moyens propres à la centrale, les écoles spécialisées d'EDF et les constructeurs. Cette formation fait l'objet d'un plan individualisé de manière que chaque agent atteigne le niveau de connaissances requis pour sa fonction.

Les ingénieurs

Ils ont une formation de base nucléaire. Une formation complémentaire, propre aux techniques des réacteurs à eau ordinaire, leur est donnée dans des stages de formation et à l'occasion de séjours dans des centrales du même type en fonctionnement.

Le personnel d'encadrement

Il reçoit suffisamment tôt une formation complète sur la technique des réacteurs et une formation pédagogique. Cet enseignement, à la fois théorique et pratique, lui permet en particulier de participer activement à la formation des équipes pendant la période qui précède le démarrage des installations.

Les agents de conduite (dits chefs de bloc)

Ils reçoivent les notions théoriques et pratiques indispensables à la bonne compréhension des phénomènes qu'ils ont à contrôler. Ils effectuent des stages dans des centrales en fonctionnement pour acquérir une bonne connaissance du fonctionnement des circuits ainsi que de la radioprotection.

Avant le démarrage, les agents de conduite peuvent participer aux essais de mise au point des matériels. De plus, des stages sur simulateur leur assurent un entraînement dans les diverses situations de fonctionnement normal, incidentel et accidentel, ainsi qu'un recyclage annuel. Des simulateurs de fonction permettent le maintien de ces acquis.

Les agents d'entretien et de contrôle

Ils effectuent des stages chez les constructeurs et dans d'autres centrales et participent aux essais préliminaires à la mise en service.

L'habilitation

A son arrivée à la centrale, chaque agent reçoit une formation de base en vue de sa propre protection : sécurité classique (travaux électriques et mécaniques, éléments de secourisme, lutte contre les sinistres), sécurité nucléaire, radioprotection. A la suite de quoi, il est « habilité » à effectuer certaines tâches dont il devient responsable à tous les points de vue : technique, sécurité, radioprotection. Cette habilitation concerne : les exécutants qui veillent à leur propre sécurité ; les chefs de travaux qui veillent, en outre, à la sécurité des agents placés sous leurs ordres ; et les chefs de consignation, ce terme désignant les mesures pouvant être prises pour protéger une zone de travail de toute influence extérieure.

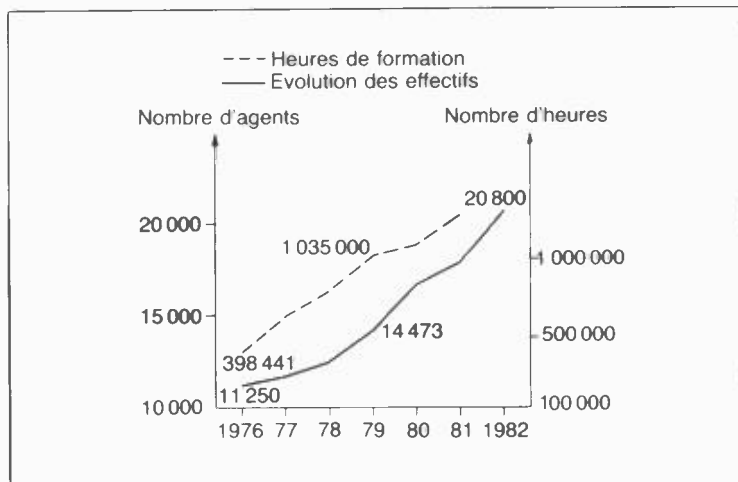
Finalement, grâce à sa formation, à des stages multiples, et à des exercices périodiques ou inopinés, chaque agent, à quelque niveau qu'il se trouve, connaît les consignes, sait ce qu'il doit faire pour se protéger des dangers collectifs et, selon ses fonctions, assume la responsabilité de ses actes vis-à-vis de la sécurité et de la radioprotection.

En cas d'incendie, d'accident de personne, ou d'accident nucléaire, des plans de sécurité prévoient la mise en place d'un effectif approprié, dirigé par le chef de centrale ou l'un de ses représentants directs, et où chaque agent en astreinte a sa place et ses consignes propres.

Le Comité d'Hygiène et Sécurité de la centrale, organisme statutaire où siègent notamment des représentants du personnel, et qui, en temps normal, est appelé à connaître des problèmes de sécurité et de radioprotection, peut procéder à des inspections.

L'importance de l'effort de formation

Depuis 1979, plus d'un million d'heures de formation ont été dispensées dans le seul Service de la Production Thermique qui regroupera 20 800 agents à fin 1982. L'évolution importante du temps consacré à la formation est illustrée par les courbes ci-dessous qui donnent pour l'ensemble du personnel de ce Service le nombre d'heures de formation assurées. Les temps consacrés à la formation ont doublé entre



1976 et 1979, c'est-à-dire au cours de la période correspondant à la mise en service des premières tranches nucléaires PWR.

L'accroissement du personnel qualifié de conduite dans les années à venir nécessite de la part d'EDF, un effort important d'investissement qui se traduit par la création de trois écoles (Bugey, Paluel et Caen) spécifiques aux métiers de la production thermique, par l'utilisation de quatre simulateurs 900 MW et deux simulateurs 1300 MW, ainsi que par le développement d'une quarantaine de simulateurs de fonction.

Par ailleurs, l'ordinateur est couramment utilisé pour assurer l'entretien des connaissances du personnel de conduite (connaissance des circuits, des consignes, des manœuvres à effectuer).

La formation sur simulateur

Description d'un simulateur de conduite

L'installation est constituée d'une salle de commande grandeur réelle, de la salle du panneau de repli, et d'un centre de calcul dans lequel des ordinateurs reconstituent toutes les lois physiques et les fonctions mises en œuvre dans une tranche nucléaire à eau sous pression.

Cet ensemble recrée exactement l'environnement et le fonctionnement tels qu'on les perçoit dans la salle de commande réelle. La salle de commande comprend : le pupitre de commande qui permet de surveiller l'évolution des principaux paramètres de la tranche et d'effectuer les manœuvres d'exploitation les plus courantes ; les tableaux arrières qui permettent d'effectuer des manœuvres d'exploitation peu courantes, de visualiser certains paramètres et de mettre en œuvre les systèmes de sauvegarde ou vérifier leur démarrage automatique à la suite d'un incident ; la baie réacti-mètre qui, placée sur un chariot, permet de mesurer la vitesse et le sens d'évolution de la réaction en chaîne ; le pupitre de l'instructeur. Le panneau de repli

permet d'amener la centrale en position de sécurité lorsque la salle de commande principale doit être évacuée (dans la réalité, il est placé au sein des locaux électriques).

Les objectifs de la formation sur simulateur

Plus particulièrement conçue pour les équipes de conduite, la formation sur simulateur vise plusieurs objectifs :

- Permettre aux agents d'acquérir une maîtrise de leur comportement lors de situations perturbées. La connaissance des installations et le raisonnement, aussi bons soient-ils, se trouvent parfois annihilés face à une situation délicate. Le simulateur, réplique parfaite d'une installation réelle, permet une mise en confiance des opérateurs, et l'acquisition d'une méthode d'analyse lors d'un incident.
- Apporter aux stagiaires une perception des phénomènes réels. La simulation en temps réel, l'équipement en vraie grandeur de la salle de commande mettent l'agent dans les conditions normales d'exploitation.
- Développer des automatismes de pensée par la réflexion, par opposition aux réflexes.

C'est par le vécu d'incidents que l'agent développera des automatismes de pensée qui lui permettront de mieux analyser une situation et de réagir en engageant des actions destinées à rétablir une situation normale.

Une méthode pédagogique active

L'instructeur dispose de nombreux moyens pédagogiques pour faire profiter au maximum le stagiaire de la séance d'entraînement. Il peut suspendre l'évolution des phénomènes et par simple pression sur un bouton-poussoir, arrêter momentanément l'évolution de la tranche simulée pour un commentaire ou un conseil.

Mode accéléré

L'instructeur peut multiplier par 8 la vitesse d'évolution des phénomènes lents pour éviter les attentes fastidieuses et coûteuses.

Mode ralenti

L'instructeur peut diviser par 4 la vitesse d'évolution du simulateur pour permettre au stagiaire une meilleure assimilation des séquences perturbées. Toutefois, les phénomènes devront être ensuite revus à leur vraie vitesse d'évolution.

Restitution d'une séquence intéressante

A tout instant, l'instructeur peut restituer à l'élève ce qui s'est passé durant les dix minutes précédentes par « tranches » de deux minutes. L'élève peut ainsi mieux comprendre les erreurs qu'il a commises.

Reprise possible

Si l'instructeur sent le stagiaire en difficulté, il peut, en appuyant sur un bouton-poussoir, mémoriser l'état de la tranche pour réinitialiser ultérieurement le simulateur à ce point si le stagiaire n'a pas réagi correctement. Il va de soi que la mémorisation ne perturbe en rien l'exercice en cours.

Si l'instructeur juge que la situation est particulièrement intéressante, il peut la mémoriser puis la ranger dans la bibliothèque des cas du simulateur.

Les simulateurs de fonction

En plus des simulateurs de conduite, il existe des simulateurs de fonction mobiles qui

peuvent être déplacés de centrale en centrale. Ils permettent aux agents de revivre, à travers ces outils pédagogiques, la période très formatrice du démarrage d'une centrale ; notamment de pouvoir faire varier de nombreux paramètres sans agir sur les tranches en exploitation dont le fonctionnement en régime de base sur le réseau interdit toute modulation importante.

L'organisation de la formation

La formation sur simulateur est une étape importante dans l'acquisition et l'entretien des connaissances. Chaque équipe en formation est volontairement limitée à quatre participants. La durée de chaque session est de deux semaines, à raison de 8 heures journalières, réparties en 4 heures sur simulateur et 4 heures en salle d'études où sont préparés et commentés les exercices pratiques. Les agents formés sont plus particulièrement :

- les agents de conduite : chefs de quart, adjoints chef de quart, chefs de bloc,
- les ingénieurs de conduite.

Le simulateur peut également couvrir l'analyse de fonctionnement pour les techniciens chargés de l'entretien des équipements de contrôle-commande et des chaînes de régulation et permettre, en complément des actions de formation, une aide appréciable pour les bureaux d'études EDF qui viennent tester ou confirmer certaines études de fonctionnement d'une tranche en exploitation.

Le programme des sessions

La formation sur simulateur comporte trois sessions :

l'exploitation normale.

Cette session vient après l'étude des systèmes et des consignes générales. Pour permettre aux agents de s'adapter aux matériels, les manipulations consistent à passer les installations de l'état d'arrêt à l'état pleine puissance. Diverses variations de puissance sont ensuite étudiées en vue de familiariser les agents avec les transitoires et les variations de charge.

l'étude des incidents courants.

Lors de cette session les principaux incidents susceptibles d'être rencontrés en exploitation sont simulés. Les transitoires et variations importantes de puissance sont ainsi analysés.

l'étude des incidents exceptionnels.

La session est basée sur le même déroulement que la partie précédente, mais l'équipe de conduite est, cette fois, placée devant des incidents de faible probabilité.

Le programme des sessions de recyclage est plus particulièrement orienté sur l'étude d'incidents. Des situations vécues en exploitation par les stagiaires peuvent être reproduites et analysées.

Avant mise en service d'une centrale nucléaire tous les agents de conduite ont suivi chacune des trois sessions de formation sur simulateur.

table des illustrations

Schéma de principe des centrales françaises PWR	2
Les paliers techniques des centrales EDF	4
Schéma des 3 circuits de fonctionnement d'une centrale PWR	8
Implantation générale du site de Cattenom	11
Elément combustible PWR	53
Schéma du réacteur et de ses circuits auxiliaires	63
Cuve du réacteur PWR	65
Pompe primaire	67
Générateur de vapeur	69
Capacités de stockage et circuits réglementaires de rejet des effluents LIQUIDES pour 2 réacteurs de 1300 MWe	83
Schéma de principe des principaux circuits d'eau pour une tranche de 1300 MWe	84
Capacités de stockage et circuits réglementaires de rejet des effluents GAZEUX pour un réacteur de 1300 MWe	88
Schéma du circuit de réfrigération intermédiaire des matériels de l'îlot nucléaire	98

Illustrations Animex production
Composition Digi-France
Impression Circex
Dépôt légal 4^e trimestre 1982

ERRATA

- Page 5, 2^{ème} §, lire :

Depuis le début de son programme électronucléaire à eau légère, engagé en 1970, E.D.F. aura entrepris à la date du 31 Décembre 1982, la construction de 49 tranches nucléaires de 900 et 1300 MW. En ce qui concerne les unités de 900 MW, à cette date, 23 seront en service et 11 encore en construction ; la première unité de 1300 MW sera mise en service courant 1983. La première des 23 tranches de 900 MW, Fessenheim 1, a été reliée au réseau (nous disons « couplée ») en Avril 1977. Depuis cette date, l'ensemble des unités 900 MW totalise environ l'équivalent de 40 années de fonctionnement d'une tranche.

- Page 5, 4^{ème} §, 3^{ème} ligne, lire :

« ... objet du présent ouvrage et dont 15 tranches sont en construction fin 1982 ».

- Page 20, 2^{ème} §, 6^{ème} ligne, lire :

« ... examen qui peut durer de 6 à 18 mois ».