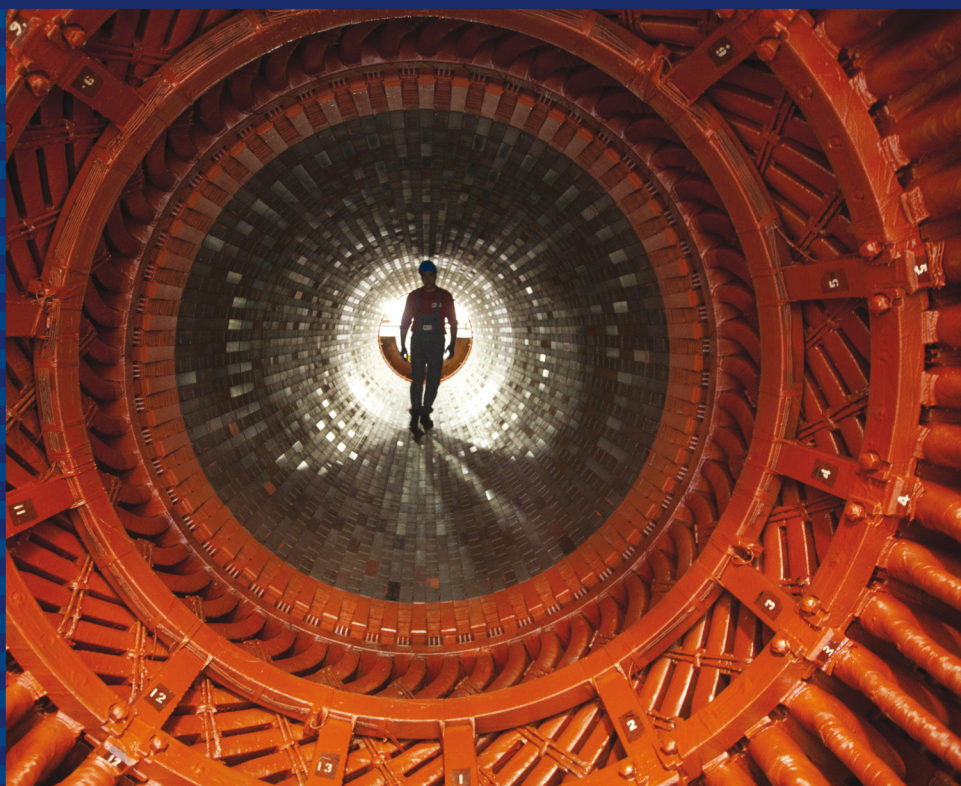


La maintenance des centrales nucléaires

Jean-Pierre Hutin



L'objet à entretenir : une centrale nucléaire

Chapitre 1

Conception et construction d'une centrale nucléaire,
principes de sûreté 3

Chapitre 2

L'exploitation d'une tranche nucléaire
et sa maintenance 37

Avant d'expliquer la maintenance d'un objet, il faut d'abord savoir de quel objet on parle : à quoi il ressemble, comment il a été conçu et construit, comment il est exploité.

Après avoir défini quelques termes et concepts qui reviendront constamment dans l'ouvrage, nous décrirons comment est conçue et construite une centrale nucléaire. Nous insisterons sur les éléments qui ont un impact sur la maintenance, en particulier les principes de sûreté* qui ont été appliqués à l'origine et qui marqueront fortement toute la vie de l'installation. Puis, nous brosserons un tableau de ce qu'est l'exploitation d'une centrale nucléaire, de la place de la maintenance, des étapes qui jalonnent sa vie. Nous parlerons de la centrale quand elle est « en marche » et nous expliquerons pourquoi il est difficile de faire de la maintenance dans cette période. Nous nous focaliserons ensuite sur les arrêts pendant lesquels on change le combustible, ce qui permettra de constater que les choses ne sont pas plus simples car, en réalité, la centrale n'est jamais complètement arrêtée.

Nous terminerons par trois spécificités de l'activité en centrale nucléaire : la radioprotection, la culture sûreté, la réglementation. Il y en a d'autres mais celles-ci sont particulièrement structurantes et omniprésentes dans la vie du site.

Bref, en décrivant l'objet à entretenir, nous plantons le décor.

Conception et construction d'une centrale nucléaire, principes de sûreté

En ce qui concerne la conception et la construction des centrales nucléaires, nous limiterons notre propos à ce qu'il est utile de savoir pour en comprendre la maintenance. La description que nous ferons est celle d'une centrale électrogène équipée d'une chaudière* nucléaire de type Réacteur à Eau sous Pression (REP). C'est le modèle de centrale nucléaire le plus répandu : il représente environ les trois quarts du parc nucléaire mondial et c'est lui qui équipe le Parc* de production français.

En ce qui concerne les règles et les exigences auxquelles la conception et la construction doivent satisfaire, en particulier vis-à-vis de la sûreté*, nous parlerons essentiellement de celles qui prévalaient lorsque les centrales françaises ont été conçues et construites (fin des années 1970, années 1980). Ces règles et ces exigences ont évolué avec le temps, avec le retour d'expérience, avec les progrès des connaissances et, au fur et à mesure, l'exploitant français a modifié ses installations pour les rendre conformes à ces nouveaux référentiels. Nous signalerons celles de ces évolutions ayant un impact effectif sur la maintenance, mais sauf indication contraire, c'est le corpus d'origine qui est décrit ici.

Dans la même logique, cet ouvrage traitant de maintenance, nous ne parlerons que des centrales *en exploitation* au moment où nous écrivons, ce qui exclut les chaudières de type EPR.

1. ■ Quelques précisions de vocabulaire

Avant d'entrer dans le vif du sujet, précisons le vocabulaire tel qu'il est utilisé dans la profession.

1.1. Une centrale, une tranche, un site

Dans le langage courant, c'est le mot « centrale » qui désigne une installation industrielle produisant de l'électricité. Et la centrale devient « nucléaire » lorsque l'installation utilise l'énergie nucléaire. Mais c'est le mot « tranche* » que nous utiliserons le plus souvent dans la mesure où il désigne quelque chose de plus précis.

On appelle tranche (*unit* en anglais) **un moyen de production d'électricité quasi autonome** (quasi autonome car il peut exister un certain lien entre deux tranches voisines). Une tranche de type REP comporte :

- une partie nucléaire, appelée « réacteur » (car c'est là qu'a lieu la réaction nucléaire) ou « chaudière » (car elle permet de chauffer de l'eau), dont la principale fonction est de fournir de la vapeur ;
- et une partie conventionnelle (non nucléaire) qui produit l'électricité et dans laquelle on retrouve les équipements de toute centrale thermique : turbine, alternateur, condenseur, transformateur, etc.

On parle parfois d'îlot nucléaire et d'îlot conventionnel.

À noter que le qualificatif de « thermique » s'applique autant aux tranches utilisant du combustible nucléaire qu'à celles utilisant du combustible fossile (gaz, charbon, fuel) : dans les deux cas, on y chauffe de l'eau. Pour distinguer ces dernières, on les qualifie de « thermiques classiques », « à flammes » ou plus simplement « non nucléaires ».

Le mot « site » correspond à une réalité géographique : c'est un ensemble de moyens contribuant à la production d'électricité regroupés sur un même lieu. En France, les sites de production nucléaire sont appelés Centre Nucléaire de Production d'Électricité ou CNPE. Le Parc de production nucléaire français comporte 58 tranches réparties sur 19 sites (Figure 1.1). Certains sites ont deux tranches, d'autres en ont quatre et le site de Gravelines en comporte six. Dans toutes les tranches, la partie nucléaire est de type REP (Réacteur à Eau sous Pression ; en anglais PWR, *Pressurized Water Reactor*). Sur les 58 tranches françaises, 34 délivrent une puissance électrique de 900 MWe chacune, 20 délivrent 1 300 MWe et quatre tranches délivrent 1 450 MWe. Par commodité de langage, nous nous plierons à l'usage des professionnels du secteur qui parlent de « tranche 900 », de « tranche 1300 » et de « tranche 1450 » (des locutions nominales qui ne nous semblent pas présenter d'ambiguïté). Sur un site, les tranches sont numérotées dans l'ordre de construction (ce qui correspond aussi à leur localisation sur le terrain). Lorsque, dans ce livre, on évoque ce qui s'est passé à Dampierre 3 ou à Penly 1, il s'agit d'événements qui sont arrivés sur la troisième tranche du CNPE de Dampierre ou sur la première tranche de Penly.

À l'étranger, il est fréquent de n'avoir qu'une seule tranche sur un site. Si en France, il y en a toujours un nombre pair, c'est parce que les tranches sont « jumelées » deux par deux, c'est-à-dire qu'elles ont un certain nombre (réduit) de systèmes et de circuits en commun ou que l'une peut, exceptionnellement, utiliser des circuits de l'autre.

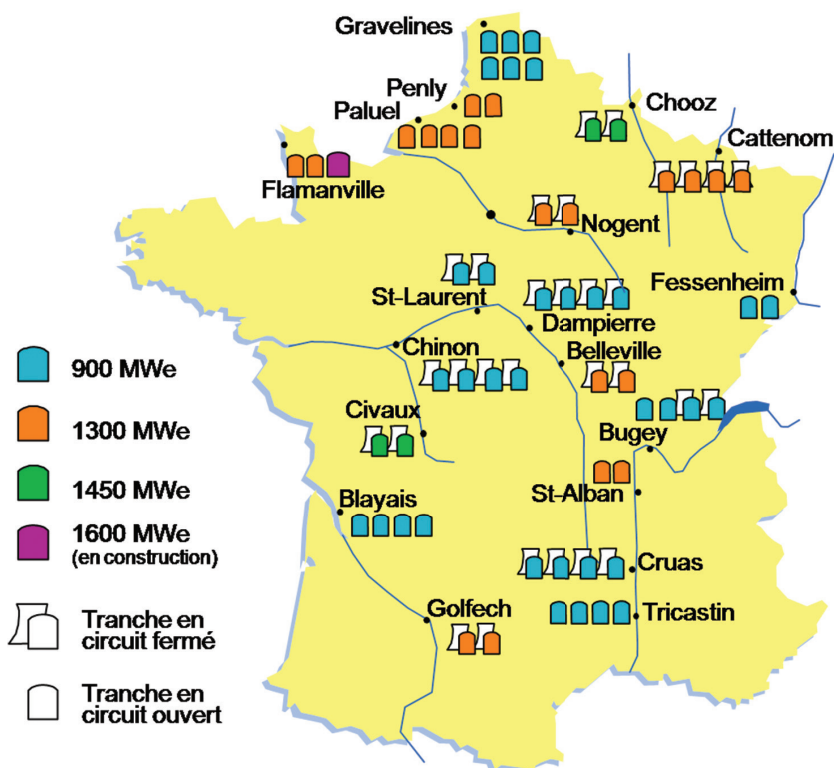


Figure 1.1. Les centrales nucléaires françaises en exploitation ou en construction.

Les tranches nucléaires françaises sont relativement semblables, c'est-à-dire qu'elles fonctionnent toutes sur les mêmes principes et que les principaux composants se ressemblent beaucoup : on dit que le Parc est « standardisé ». Il existe cependant des différences de technologie et de construction, à commencer par les puissances produites. On appelle « palier* » un ensemble de tranches conçues et construites sur le même modèle, avec parfois des « sous-paliers » indiquant la présence de quelques différences à l'intérieur d'un même palier. Ainsi, pour le présent ouvrage, nous distinguerons principalement trois paliers : le palier 900 regroupant les tranches de 900 MWe, avec trois sous-paliers CP0, CP1 et CP2, le palier 1300 pour les tranches de 1 300 MWe, avec deux sous-paliers P4 et P'4 et enfin le palier dit N4 pour les tranches de 1450 MWe. À l'intérieur de ces familles, il subsiste des différences entre tranches mais elles sont suffisamment mineures pour ne pas être prises en compte dans notre exposé.

1.2. Exploitation, conduite, maintenance

Exploiter une tranche, c'est faire tout ce qu'il faut pour qu'elle produise de l'électricité aujourd'hui et demain. L'exploitation, c'est donc l'ensemble des activités qui concourt au bon fonctionnement de l'installation de telle façon qu'elle

rende le service attendu dans la durée. Dans l'exploitation, on distingue généralement deux principales fonctions, la conduite et la maintenance : le personnel de conduite est aux commandes de l'installation (c'est le pilote), le personnel de maintenance fait ce qu'il faut pour que les matériels fonctionnent (c'est le mécano). Mais ceci ne doit pas conduire à négliger l'importance des fonctions assurées par les autres employés comme la radioprotection, l'ingénierie, l'administration, le gardiennage, etc. Tout au long de ce livre, le mot « exploitant » désignera donc **l'ensemble** des personnes grâce à qui l'installation industrielle fonctionne, c'est-à-dire le personnel de conduite, le personnel de maintenance et tous les autres.

1.3. Systèmes, circuits, matériels

Conceptuellement, une tranche est divisée en systèmes ayant chacun une fonction spécifique. Par exemple, le système « Contrôle volumétrique et chimique du primaire », appelé RCV, a pour fonction de réguler le volume et la composition chimique du fluide primaire, le système « Alimentation de secours des GV » (ou ASG) a pour fonction d'amener de l'eau dans les générateurs de vapeur au cas où le système normal ne fonctionnerait pas, etc. Pour une tranche REP de 900 MWe, il y a environ 200 systèmes. Mais tous ces systèmes ne sont pas indépendants. Ils sont souvent interconnectés et peuvent même avoir des parties communes ou des matériels en commun. Par exemple, l'un peut intervenir – au moins partiellement – en secours d'un autre qui serait défaillant. Malgré cela, les contours des systèmes sont définis de façon très précise pour permettre un repérage fiable. Le mot « circuit » est utilisé dans un sens à peu près identique.

Chaque système est un assemblage de matériels (ou composants) : tuyauteries, pompes, échangeurs, robinets, réservoirs, etc., le tout associé à un contrôle-commande (capteurs, relais, actionneurs, automates...) permettant de piloter et réguler le fonctionnement du système. Enfin, chaque système porte un nom ayant la forme d'un trigramme (RCP, RCV, RRA, ARE, etc.) qui apparaît dans la désignation des matériels présents sur ce système.

2. ■ Description générale d'une tranche nucléaire et de son fonctionnement

Nous donnerons ici une description succincte de l'installation et de son fonctionnement. Les matériels seront décrits de façon plus détaillée dans les chapitres qui leur sont consacrés.

2.1. Le principe

Le principe consiste à utiliser l'énergie libérée par une réaction nucléaire contrôlée pour échauffer de l'eau (fluide primaire) qui reste liquide car elle est sous pression. Cette eau cède ensuite sa chaleur à un fluide secondaire (également

de l'eau) qui se vaporise. La vapeur actionne une turbine et celle-ci entraîne un alternateur qui produit de l'électricité. L'énergie calorifique est ainsi transformée en énergie mécanique puis en énergie électrique (Figure 1.2).

La réaction nucléaire (fission des noyaux d'uranium 235 sous le choc des neutrons) se produit dans le « cœur » constitué d'oxyde d'uranium suffisamment enrichi pour que la réaction puisse s'entretenir d'elle-même. Cet oxyde d'uranium est placé dans des tubes regroupés en faisceaux, les « assemblages combustible* ».

À noter que dans une tranche de type « Réacteur à Eau Bouillante » (REB), c'est l'eau chauffée par la réaction nucléaire qui se transforme directement en vapeur et qui est envoyée vers la turbine.

2.2. La chaudière

La chaudière est l'ensemble des systèmes qui permettent, en toute sécurité, d'utiliser la chaleur dégagée par la réaction nucléaire pour chauffer l'eau primaire qui, à son tour, va chauffer et vaporiser l'eau du circuit secondaire. Elle est en grande partie abritée dans une enceinte étanche, le bâtiment réacteur (BR ou enceinte de confinement). Voyons dans le détail ses différentes parties.

2.2.1. Le circuit primaire

Il produit et transfère la chaleur. Il est principalement composé de la cuve (qui contient le cœur) et de trois ou quatre générateurs de vapeur (GV), chacun étant relié à la cuve par une tuyauterie d'arrivée (dite « chaude ») et une tuyauterie de départ (dite « froide ») sur laquelle se trouve une pompe à moteur électrique. Chaque ensemble formé par un GV, une pompe primaire et les tuyauteries de liaison associées constitue une « boucle ». La chaudière des tranches 900 comporte trois boucles et celle des tranches 1300 et 1450 comporte quatre boucles (Figure 1.3).

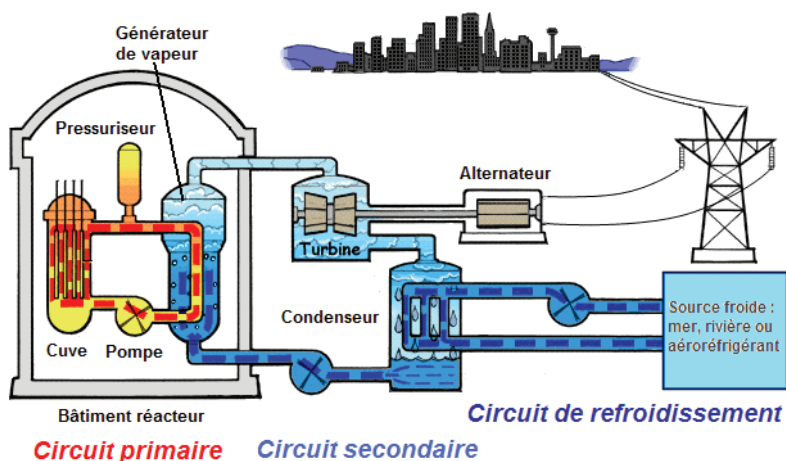


Figure 1.2. Schéma de fonctionnement d'une tranche nucléaire de type REP.

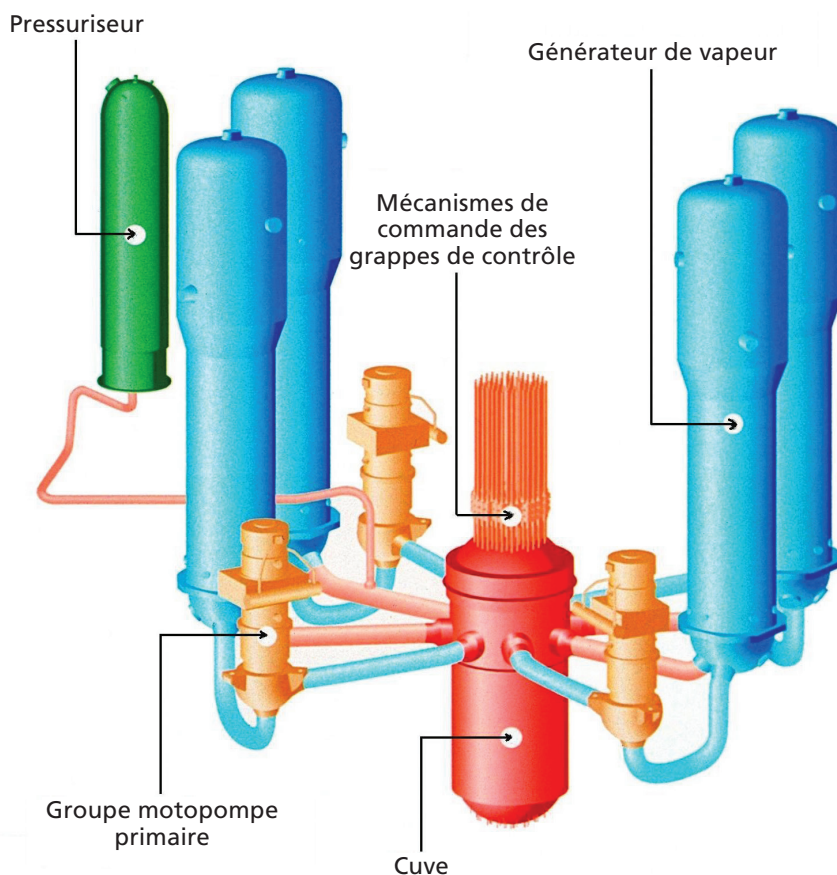


Figure 1.3. Vue en perspective d'une chaudière à trois boucles.

L'eau primaire sous pression (155 bars) arrive dans la cuve à environ 285 ou 290 °C (selon les paliers), elle se réchauffe en passant dans le cœur et elle ressort de la cuve entre 325 et 330 °C pour aller dans les générateurs de vapeur où elle cède une partie de sa chaleur au fluide secondaire dans des conditions telles que celui-ci se vaporise. Le transfert de chaleur se fait sans contact, à travers la paroi des tubes d'échange du GV, l'eau primaire circulant à l'intérieur et le fluide secondaire à l'extérieur. Enfin, le fluide primaire, dont la température est redescendue aux environs de 285 °C, retourne dans le cœur. Il s'agit donc d'un circuit « fermé ». Le cœur est constitué de respectivement 157, 193 et 205 assemblages combustible dans les chaudières 900, 1300 et 1450. Le débit primaire est de 65 000 m³/h pour une tranche 900 ; il avoisine 95 000 m³/h pour le 1300 et le N4.

La pression du circuit est régulée par le pressuriseur, sorte de réservoir relié à l'une des boucles et dans lequel le fluide primaire est à l'état diphasique, à la température de saturation (345 °C). Il est muni de soupapes de sécurité protégeant l'ensemble contre les risques de surpression.

Piloter la réaction nucléaire, et donc la puissance du réacteur, c'est contrôler le nombre de fissions dans le cœur en maîtrisant le nombre de neutrons susceptibles d'en produire. Deux moyens pour cela :

- l'acide borique qui est neutrophage (il absorbe les neutrons) et que l'on dissout dans l'eau primaire ; on parle de « borication » quand on en ajoute, de « dilution » quand on en retire ;
- les grappes de contrôle qui contiennent un matériau lui aussi neutrophage et que l'on insère ou que l'on extrait du cœur.

Si le bore et/ou les grappes captent juste assez de neutrons pour qu'un seul de ceux émis par une fission provoque une autre fission, la réaction en chaîne s'auto-entretient tout juste (nombres de fissions et de neutrons constants) ; on dit que le réacteur est critique*, c'est la situation normale en fonctionnement stable. Pour augmenter la puissance, on réduit la part de neutrons captés par le bore (en le diluant) ou les grappes (en les levant), le nombre de fissions augmente (réactivité* positive) et des phénomènes physiques le stabilisent à nouveau, à un niveau plus élevé. Cette capacité d'auto-stabilisation est un des avantages des réacteurs REP. Une diminution de puissance s'obtient par le processus inverse. Si le bore et/ou les grappes captent beaucoup de neutrons, il n'y en a plus assez pour entretenir la réaction qui « s'étouffe » : le réacteur converge et finit par s'arrêter... ou presque car les produits de fission radioactifs continuent à produire de la « chaleur résiduelle* » qu'il faut évacuer.

Notons qu'il n'y a aucun organe de robinetterie sur les boucles du circuit primaire pour éviter qu'une manœuvre intempestive n'interrompe le passage de l'eau dans le cœur.

D'un point de vue réglementaire, on appelle Circuit Primaire Principal (CPP) l'ensemble des parties supportant la pression primaire qui sont non isolables du cœur (la cuve, mais pas ce qu'elle contient, les fonds et les tubes des GV, les volutes des pompes, le pressuriseur et les tuyauteries qui relient ces composants).

2.2.2. Les circuits auxiliaires

Les circuits auxiliaires permettent de réguler et de maîtriser un certain nombre de paramètres d'exploitation de la chaudière et de réaliser les opérations indispensables à son fonctionnement. Citons en particulier :

- le système de contrôle chimique et volumétrique (RCV) qui a pour fonction de réguler la composition chimique du fluide primaire (en particulier sa teneur en bore), de le purifier (élimination des substances radioactives qui circulent), de réguler la masse totale d'eau présente dans le circuit primaire (absorption des effets de dilatation et contraction) ;
- le système de refroidissement à l'arrêt (RRA) qui a pour fonction d'évacuer la chaleur résiduelle du cœur quand la tranche est à l'arrêt et que les GV ne sont pas opérationnels ;
- le circuit de réfrigération intermédiaire (RRI) qui sert à refroidir, par l'intermédiaire d'échangeurs, les circuits auxiliaires qui en ont besoin, le RRI étant lui-même refroidi par un circuit (le SEC) qui prend et rejette son eau dans le milieu naturel, mer ou rivière.

2.2.3. *Les circuits de secours et de sauvegarde*

Ils sont destinés à remplacer les circuits normaux qui seraient défaillants (systèmes de secours) et à limiter les conséquences d'un éventuel accident (systèmes de sauvegarde), en assurant le maintien des fonctions essentielles (refroidissement du cœur, confinement des matières radioactives). Ces circuits et leurs composants ne fonctionnent pas en situation normale mais doivent entrer en action de façon sûre en cas d'incident. Leur bon entretien constitue donc un challenge particulier sur lequel nous reviendrons. Parmi les plus importants systèmes de secours, citons les systèmes d'injection de sécurité (RIS) qui enverraient des quantités importantes d'eau dans le cœur pour le refroidir si une rupture de tuyauterie empêchait le fluide primaire de remplir normalement cette fonction. Il y a plusieurs circuits RIS qui sont connectés aux différentes branches chaudes et froides et peuvent injecter l'eau à des pressions adaptées à celle du circuit primaire (injection haute, moyenne et basse pression avec des pompes ou des accumulateurs). On peut également citer le système d'aspersion de l'enceinte (EAS) : si une rupture de tuyauterie laissait échapper le fluide primaire dans le bâtiment réacteur, ce système ferait tomber de l'eau en pluie à l'intérieur pour condenser la vapeur, réduire la pression et la température et rabattre les iodes radioactifs. Sans oublier, bien sûr, les nombreux circuits de lutte contre l'incendie.

2.2.4. *Le contrôle-commande*

Le tout est piloté et surveillé grâce à une instrumentation assez classique (sauf pour la partie neutronique), un contrôle-commande plus ou moins informatisé selon les paliers et des ordinateurs de traitement des données aidant à la conduite de l'installation.

Le double rôle du fluide primaire

En cas d'incident, les grappes de contrôle chutent par gravité et s'insèrent dans le cœur, arrêtant quasi instantanément la réaction nucléaire. Mais, comme nous l'avons dit, le combustible conserve, au moins pendant un certain temps, une puissance résiduelle significative et de la chaleur continue à se dégager. Si le cœur n'était plus refroidi, la température des assemblages combustible augmenterait jusqu'au point où ils commenceraient à fondre, permettant alors le relâchement des produits de fission qui y sont normalement confinés. Une grande partie des systèmes de secours et de sauvegarde sont là pour éviter une telle fusion du cœur en le refroidissant coûte que coûte. On peut donc dire que l'eau primaire a deux fonctions : une fonction de caloporteur (transporter la chaleur aux générateurs de vapeur) et une fonction de refroidissement (éviter une montée en température excessive du cœur). C'est cette obligation de refroidir en permanence le combustible qui nous fera dire que, tant qu'il y a du combustible quelque part, une tranche nucléaire n'est jamais complètement arrêtée.

2.3. Le circuit secondaire et la production d'électricité

La partie conventionnelle de l'installation transforme l'énergie thermique fournie par la partie nucléaire en énergie mécanique puis en énergie électrique. Pour cela, l'eau « alimentaire » entre dans les GV à environ 220 °C, elle y prend la chaleur cédée par le fluide primaire au travers des tubes d'échange et en ressort sous forme de vapeur saturée à 280 °C sous une pression de 60 à 70 bars (humidité résiduelle 0,25 % ; débit vapeur, environ 1900 t/h ; puissance thermique moyenne des GV, environ 950 MWth). Cette vapeur est envoyée sur une turbine qui tourne à 1500 tours/minute et qui entraîne un alternateur. Elle repasse ensuite à l'état liquide dans le condenseur (débit à condenser : environ 1000 kg/s) avant d'être renvoyée aux générateurs de vapeur. Le rendement du cycle est optimisé par le passage de la vapeur dans des sécheurs-surchauffeurs, entre les étages haute et basse pression de la turbine, et par le passage de l'eau condensée dans des réchauffeurs avant retour aux GV. Ces derniers sont protégés contre les surpressions par des soupapes montées sur les tuyauteries vapeur (à l'extérieur du BR).

Le courant produit par l'alternateur (tension 20 ou 24 kV) est envoyé sur un poste de transformation avant de partir sur le réseau de transport électrique Très Haute Tension (400 kV).

En toute rigueur, la dénomination « circuit secondaire » ne désigne que le circuit parcouru par le fluide secondaire, sous forme d'eau ou de vapeur. Il n'inclut donc pas les équipements électriques (alternateur, transformateurs, etc.). Sur le plan réglementaire, on appelle « Circuit Secondaire Principal » (CSP) l'ensemble formé par l'enveloppe sous pression de la partie secondaire des GV, les tuyauteries d'arrivée d'eau et les tuyauteries de sortie vapeur jusqu'aux organes d'isolement de ces circuits qui sont à l'extérieur du BR (*voir* paragraphe 4.2.5).

2.4. Le circuit tertiaire

Le condenseur est un échangeur dans lequel la vapeur venant de la turbine est refroidie et condensée par un troisième circuit, dit circuit « de refroidissement » ou « circuit d'eau brute » (débit : une cinquantaine de m³/s). Ce circuit tertiaire peut être :

- soit ouvert : il prend son eau dans la « source froide », mer ou rivière, et la rejette après passage dans le condenseur avec un écart de température d'une dizaine de degrés ;
- soit fermé : son eau est refroidie par air dans les aéroréfrigérants puis réutilisée, une petite partie s'échappant sous forme de vapeur (le « panache »).

Dans le cas d'un circuit ouvert, la totalité du débit est prélevée et rejetée dans la source froide alors que dans le cas d'un circuit fermé, on ne prélève que ce qu'il faut pour compenser la perte par le panache.

2.5. Les infrastructures de génie civil

Parmi les ouvrages de génie civil, le plus notable est le bâtiment réacteur (BR ou enceinte de confinement) qui abrite le circuit primaire et une partie des systèmes auxiliaires, des systèmes de secours et des systèmes de sauvegarde. Cette enceinte constitue la troisième barrière contre la dissémination des matières radioactives (voir paragraphe 3.4) et, à ce titre, doit être le plus étanche possible. Une faible fuite résiduelle est cependant tolérable, comme le démontrent les études de sûreté. Ce bâtiment cylindrique de 50 mètres de diamètre, est en béton précontraint, à simple paroi avec un revêtement métallique pour les tranches 900, à double paroi avec reprise des fuites entre les deux pour les tranches 1300 et 1450.

À l'intérieur, le bâtiment réacteur est très cloisonné pour que la défaillance d'un composant, enfermé dans sa casemate, n'agresse pas les composants voisins. Il comporte des structures de génie civil assez complexes comme le « puits de cuve » (cylindre de béton à l'intérieur duquel est suspendue la cuve) et la « piscine réacteur ». Celle-ci, située au-dessus de la cuve, permet de manutentionner le combustible sous eau et de l'envoyer, par un tube de transfert, dans la piscine du combustible usé, située dans un bâtiment voisin (Figure 1.4). Ces piscines sont des structures en béton revêtues d'acier inoxydable*.

Les systèmes auxiliaires qui ne sont pas dans le bâtiment réacteur sont, pour la plupart, installés dans le Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) qui présente

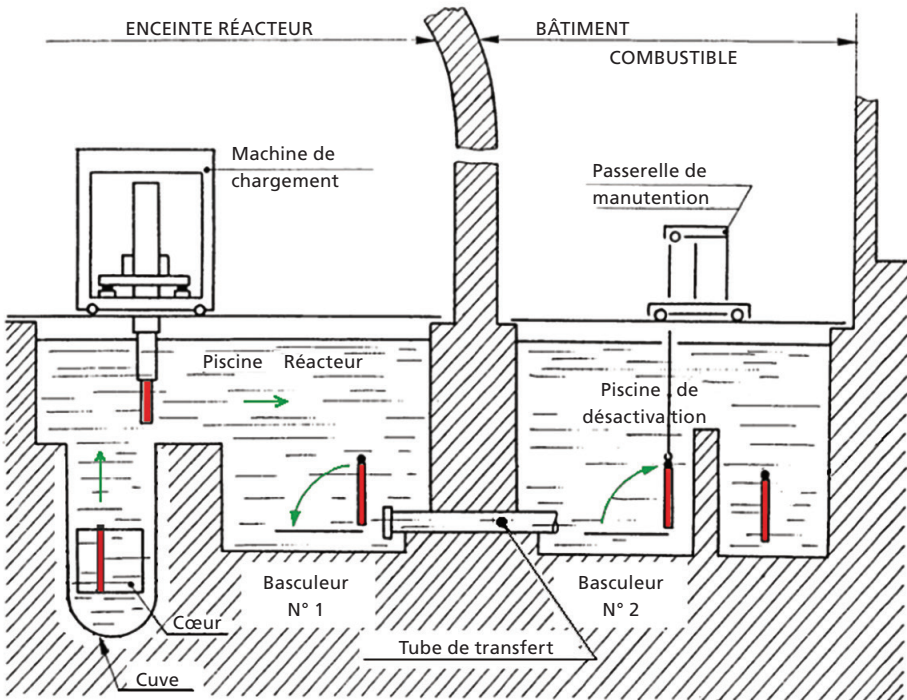


Figure 1.4. Dispositions générales du BR montrant le parcours des assemblages combustibles.

également des dispositions particulières d'étanchéité. La partie conventionnelle de l'installation (turbine, alternateur, condenseur, poste d'eau...) est abritée dans une salle des machines relativement classique. La figure 1.5 donne une vision générale de l'ensemble.

À noter que, pour les centrales les plus anciennes, plusieurs groupes turboalternateurs (2 ou 4) sont installés dans une même salle des machines disposée tangentiellement aux bâtiments réacteur. Pour les centrales suivantes, chaque groupe turboalternateur a « sa » salle des machines disposée radialement par rapport au bâtiment réacteur (Figure 1.6).

Si le BR apparaît comme le cœur de l'installation, ce sont les aéroréfrigérants (lorsqu'il y en a) qui en constituent la partie la plus visible, avec leur coque en béton qui dépasse souvent les 150 mètres. Les ouvrages de prise d'eau et de rejet, situés en bord de mer ou de rivière, constituent l'entrée et la sortie du circuit tertiaire. Ils sont munis de filtres et leurs dimensions varient selon que le circuit est de type ouvert ou fermé (*voir ci-dessus*).

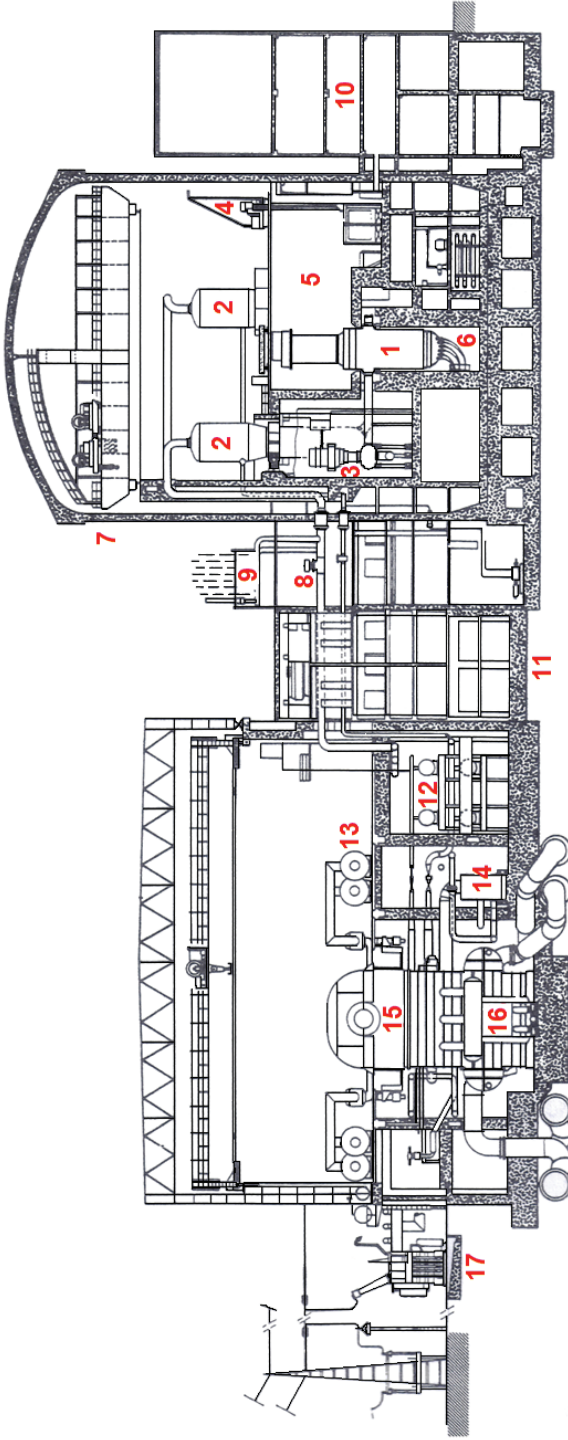
2.6. Le « reste »

Nous avons décrit les principaux systèmes qui contribuent au fonctionnement du process de production d'électricité, en situation normale ou incidentelle. Un site nucléaire comporte également de nombreux équipements qui n'interviennent pas directement dans ce process mais qui sont néanmoins nécessaires à l'activité. On trouve généralement des ateliers (mécanique, chaudronnerie, soudage...), des laboratoires, des magasins pour outillages et pièces de rechange, des engins de levage et de manutention, des structures de protection du site, des vestiaires à l'entrée des zones contrôlées, des réservoirs pour stocker les produits, une véritable usine chimique pour traiter les effluents, une laverie industrielle, des bureaux, une cafétéria, etc. L'aménagement général du site dépend du palier, du nombre de tranches et de la réalité géographique locale.

Le présent ouvrage ne traite pas de la maintenance de ces parties de l'installation car elle ne présente rien de vraiment spécifique. Mais ce serait une erreur que de négliger le maintien en bon état de ces équipements car cela peut avoir des effets indirects sur la production, ne serait-ce qu'en obligeant le personnel à travailler dans de mauvaises conditions. C'est ce qui a conduit EDF, à une certaine époque, à lancer une remise en ordre vigoureuse avec le programme OEEI (« Obtenir un État Exemplaire des Installations ») : il est toujours difficile de travailler correctement dans un endroit sale avec des outils en mauvais état !

3. ■ Conception des systèmes nucléaires et principes de sûreté*

La conception de la partie conventionnelle (non nucléaire) ne présente généralement pas de spécificités, sauf dans les rares cas où une défaillance de ce



- | | | |
|---|--|---|
| 1 : Cuve | 7 : Enceinte de confinement | 13 : Sécheurs-surchauffeurs |
| 2 : Générateurs de vapeur | 8 : Vannes vapeur | 14 : Turbopompes alimentaires |
| 3 : Pompe primaire | 9 : Soupapes de sûreté des GV
(côté secondaire) | 15 : Groupe turbo-alternateur
(axe perpendiculaire au plan de coupe) |
| 4 : Machine de chargement
du combustible | 10 : Bâtiment combustible | 16 : Condenseur |
| 5 : Piscine réacteur | 11 : Bâtiment Contrôle-Commande | 17 : Transformateur principal |
| 6 : Instrumentation in-core | 12 : Poste d'eau | |

Figure 1.5. Schéma simplifié en coupe des principaux bâtiments d'une tranche nucléaire 900 du palier CP0.



Figure 1.6. a) Tricastin : une salle des machines avec 4 groupes turboalternateur disposée tangentiellement aux 4 bâtiments réacteur (© Matthieu Colin). b) Saint-Alban : chaque groupe a sa propre salle des machines disposée radialement par rapport au bâtiment réacteur (© Matthieu Colin).

côté de l'installation peut avoir un impact sur le fonctionnement d'un système nucléaire (éjection d'une ailette de turbine constituant un « agresseur » potentiel, par exemple). C'est pourquoi le présent paragraphe se focalise sur la conception de la partie nucléaire et sur la façon dont est prise en compte la sûreté.

Un certain nombre de principes, de concepts et d'exigences présentés dans les paragraphes qui suivent, résultent ou trouvent leur équivalent dans les textes réglementaires. D'abord, les textes de base tels que le décret du 11 décembre 1963 (plusieurs fois modifié) qui était en vigueur lors de la construction du Parc français, la loi Transparence et Sûreté Nucléaire du 13 juin 2006 (dite Loi TSN) reprise maintenant dans le Code de l'Environnement et, plus récemment, l'arrêté INB

Jean-Pierre Hutin est ingénieur de l'ENSM Nantes et de Lehigh University (États-Unis). Entré au Service de la Production thermique d'EDF en 1978, il prend la tête du Département Maintenance en 1991 puis devient directeur technique du Parc nucléaire en 1995, en charge des principales affaires techniques, de leur traitement et des stratégies associées. Il est ensuite directeur de Programmes à EDF R&D et fonde le Materials Ageing Institute. Auteur de nombreux articles, il a été représentant d'EDF dans différents organismes français et internationaux, expert auprès de la Commission européenne et de l'AIEA et enseignant dans plusieurs écoles d'ingénieurs.

La maintenance des centrales nucléaires

Pour qu'une centrale nucléaire produise de l'électricité de façon sûre, propre, compétitive et pérenne, la maintenance a un rôle clé à jouer. C'est ce que Jean-Pierre Hutin, ancien directeur technique du Parc nucléaire EDF, nous explique en ne négligeant aucune facette de la question.

Après avoir rappelé ce qu'est une centrale nucléaire, il aborde les aspects humains et organisationnels de la maintenance : les acteurs, la préparation et le déroulement des interventions, les activités en support, la politique industrielle, etc. Puis sont passés en revue tous les matériels avec leur conception, le retour d'expérience, les programmes et les stratégies de maintenance. Une annexe rappelle les connaissances de base relatives aux mécanismes d'endommagement des matériaux.

Les points forts de cet ouvrage ? Un souci constant de vulgarisation pour être simple tout en restant rigoureux ; une mise en perspective pour comprendre comment la maintenance des centrales nucléaires s'est mise en place année après année ; des informations précises sur le comportement des installations, la façon dont les problèmes ont été traités et résolus, le retour d'expérience présenté en toute transparence. L'ouvrage se focalise sur le Parc nucléaire français mais évoque également les pratiques des autres exploitants. Bref, un ouvrage technique et scientifique mais aussi un livre « d'histoires » que l'auteur a vécues et qu'il raconte avec une grande liberté de ton.

Cet ouvrage s'adresse aux techniciens et ingénieurs en formation ou en activité dans le domaine de la maintenance d'installations industrielles, nucléaires ou non. Il permettra également à toute personne intéressée de mieux comprendre les enjeux techniques du nucléaire.

