

/MC.

MINISTRE DE L'INDUSTRIE

REPUBLIQUE FRANCAISE

LE MINISTRE

Paris, le 3 SEP. 1973

CAB N° 930 -MZ

Monsieur le Directeur Général,

Votre établissement s'est engagé, avec les premières tranches de la centrale nucléaire de Paluel, dans la réalisation d'une nouvelle série de tranches nucléaires dont la puissance unitaire sera de l'ordre de 1300 MWe.

Ces tranches nucléaires devront tout d'abord, comme les tranches de 900 MWe qui les ont précédées, être conçues et réalisées pour pouvoir être exploitées dans les meilleures conditions de sûreté et de disponibilité. Votre établissement doit, en outre, veiller à ce que ces objectifs soient atteints à des coûts et dans des délais satisfaisants.

La mise en oeuvre du programme électronucléaire décidé par le Gouvernement en 1974 et constitué de tranches d'une puissance de l'ordre de 900 MWe a permis à votre établissement d'éprouver toutes les difficultés inhérentes à la nécessité de respecter ces quatre grandes obligations. Elle a fait également apparaître l'intérêt que peut présenter une définition aussi précoce que possible des obligations et caractéristiques principales des installations, notamment en matière de sûreté.

Vous trouverez en annexe à la présente lettre mes directives, à cet égard, pour ce qui concerne les tranches nucléaires de 1300 MWe qui seront engagées par votre établissement durant les toutes prochaines années.

Ces directives ont été établies sur la base de propositions faites par votre établissement au service central de sûreté des installations nucléaires de mon département, après examen par ce service et ses appuis techniques.

Trois règles ayant présidé à leur élaboration me paraissent mériter d'être ici soulignées : la continuité, l'ouverture au progrès technique, notamment en matière de sûreté, la prise en compte de l'expérience d'exploitation.

La continuité permet de tirer le meilleur parti de l'ampleur même du programme électronucléaire décidé par le Gouvernement, tant pour ce qui concerne l'obtention de la meilleure sûreté que pour ce qui concerne la réduction des coûts et des délais de réalisation ou la recherche d'une plus grande disponibilité.

La continuité permet, en outre, la transposition dans les meilleures conditions de l'expérience de construction et d'exploitation acquise et justifie pleinement les efforts particuliers entrepris par votre établissement - et qui devront être poursuivis - en matière d'études, notamment de sûreté, ou d'essais de qualification.

Cette continuité ne devra, toutefois, pas faire obstacle à l'ouverture au progrès technique, en particulier en matière de sûreté.

A cet égard, outre les conclusions tirées de l'expérience de construction et d'exploitation, devront être pris en compte de façon appropriée les enseignements tirés des programmes de recherche engagés tant en France qu'à l'étranger, ainsi que, dans la mesure où les renseignements nécessaires sont accessibles et utilisables, les enseignements tirés des incidents ou accidents survenant sur les réacteurs étrangers et plus généralement les conséquences de l'évolution des connaissances en matière de sûreté.

L'ensemble de ces travaux, analyses ou réflexions pourront faire apparaître l'intérêt de certaines évolutions ou modifications. Il va de soi que celles-ci devront être apportées sans délai, et le cas échéant même de façon rétroactive sur les tranches ayant déjà fait l'objet d'autorisation, si elles apparaissent apporter une amélioration substantielle à la sûreté des installations concernées. Ceci ne fait d'ailleurs que confirmer la pratique actuelle comme cela est encore apparu tout récemment à la suite de l'accident survenu sur la centrale nucléaire de Three Mile Island pour ce qui concerne les tranches de 900 MWe.

Il semble, par contre, préférable que les améliorations de détail soient apportées lors d'étapes bien définies entre les différents ensembles successifs de tranches. Pour chacun de ces ensembles, il importera qu'une concertation préliminaire, aussi précoce que possible, soit engagée avec le service central de sûreté des installations nucléaires de mon département, à qui je donne, par ailleurs, instruction de commencer dès maintenant à examiner sur quels points il apparaît souhaitable qu'à terme de nouveaux progrès soient réalisés dans la conception des tranches nucléaires comportant des réacteurs à eau sous pression et uranium enrichi, ainsi que sur quels points il lui apparaît nécessaire qu'une meilleure connaissance des marges de sécurité soit recherchée.

Cette concertation devrait à mon sens débiter au cours de l'année 1980 pour que des conclusions appropriées puissent en être tirées pour les tranches nucléaires qui seront engagées à partir de la fin de l'année 1981 ou au début de l'année 1982.

Je soulignerai enfin l'importance de l'expérience d'exploitation déjà apparue à l'énoncé de chacun des points précédents. Il conviendra à cet égard que votre établissement poursuive et, le cas échéant, accentue ses efforts d'analyse systématique des incidents et de recherche des enseignements à en tirer. Ces efforts devront également être accomplis pour les tranches de 1300 MWe comme ils l'ont été pour les tranches de 900 MWe à la suite des incidents significatifs ou accidents survenus à l'étranger. Ce doit, en particulier, être le cas pour celui de la centrale nucléaire de Three Mile Island.

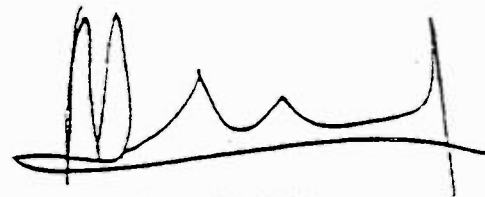
Je précise enfin que les directives ci-jointes sont organisées en trois parties :

- le préambule rappelle les conditions d'élaboration de ces directives et précise dans quelles conditions des modifications aux tranches pourraient être apportées.
- les dispositions générales établissent les principes généraux en fonction desquels doit être conçue l'installation ainsi que la méthode à utiliser pour adapter le projet type défini dans ces directives à chaque site particulier.
- les dispositions particulières explicitent, pour un certain nombre de points dont la définition et la stabilisation sont apparues souhaitables de façon très précoce dans la conception des tranches, à la fois les caractéristiques principales du projet proposées par votre établissement et les obligations principales de sûreté que celui-ci devra respecter dans la conception et la réalisation détaillées des systèmes, structures ou composants envisagés pour chaque tranche.

Je souhaite que ces directives puissent contribuer au meilleur respect des quatre grandes obligations que j'évoquais au début de cette lettre et dont votre établissement à la responsabilité.

Je vous prie d'agréer, Monsieur le Directeur Général, l'expression de mes sentiments distingués.

Monsieur le Directeur Général
Electricité de France
3, rue de Messine
75008 - PARIS



André GIZAUD

DECISION RELATIVE AUX OBLIGATIONS ET
CARACTERISTIQUES PRINCIPALES DE SURETE A APPLIQUER
AUX FUTURES TRANCHES NUCLEAIRES DE 1300 MWe

° 0 °

SOMMAIRE

PREAMBULE	1
CHAPITRE I - DISPOSITIONS GENERALES	
I.1.- Situations prises en compte dans le dimensionnement	3
I.2.- Projet type et risques d'agressions d'origine externe à l'installation	6
CHAPITRE II - DISPOSITIONS PARTICULIERES	
II. 1.- Plan de masse	8
II. 2.- Calage en niveau des différents bâtiments	9
II. 3.- Eléments combustibles et équipements internes à la cuve	10
II. 4.- Bâtiment du combustible	12
II. 5.- Circuit primaire principal	14
II. 6.- Niveau d'activité du fluide primaire et radioprotection	16
II. 7.- Enceinte de confinement et sortie des tuyauteries principales de vapeur et d'eau	17
II. 8.- Installation des matériels et accès dans le bâtiment du réacteur	19
II. 9.- Bâtiment des auxiliaires nucléaires, bâtiment des auxiliaires de sauvegarde et le bâtiment de traitement des effluents	21
II.10.- Moyens d'évacuation de la puissance	23
II.11.- Refroidissement de secours du coeur du réacteur	25
II.12.- Alimentation en énergie électrique des auxiliaires importants pour la sûreté	26
II.13.- Locaux électriques et moyens de repli	28

DECISION RELATIVE AUX OBLIGATIONS ET
CARACTERISTIQUES PRINCIPALES DE SURETE A APPLIQUER
AUX FUTURES TRANCHES NUCLEAIRES DE 1300 MWe

• 0 •

PREAMBULE

Les grandes options envisagées par Electricité de France, en matière de sûreté, pour les futures tranches de 1300 MWe ont été présentées par cet établissement dans un document, daté du 10 février 1978, adressé au chef du service central de sûreté des installations nucléaires et intitulé "Présentation par Electricité de France des options de base des tranches P.W.R. 1300 MWe" ; ce document a été modifié, pour ce qui concerne les risques liés aux séismes, par une lettre du chef du service études et projets thermiques et nucléaires d'Electricité de France du 14 juin 1978.

Un examen de ce document a été effectué par le service central de sûreté des installations nucléaires et ses appuis techniques, notamment le groupe permanent chargé des réacteurs nucléaires, en tenant compte en particulier des justifications plus détaillées apportées par Electricité de France à l'appui de la demande qu'il avait déposée en vue d'obtenir l'autorisation de créer les deux premières tranches de la centrale nucléaire de Paluel dont les caractéristiques principales, sont très proches de celles envisagées pour les futures tranches de 1300 MWe.

Compte tenu des conclusions de cet examen, la présente décision fixe, en vue d'en stabiliser les règles de conception et de construction, les obligations et caractéristiques principales de sûreté à appliquer aux futures tranches de 1300 MWe.

Ces obligations et caractéristiques principales de sûreté ont été regroupées suivant deux chapitres traitant respectivement des dispositions générales applicables au dimensionnement des futures tranches de 1300 MWe et des dispositions particulières applicables à des parties ou éléments importants de ces tranches, dont la définition et la stabilisation précoces sont apparues souhaitables ; en particulier ces obligations et caractéristiques ne visent pas à traiter de façon exhaustive l'ensemble des sujets importants pour la sûreté de ces tranches.

Ces chapitres précisent notamment les caractéristiques principales présentées par Electricité de France qui sont reconnues, dans leur principe, acceptables du point de vue de la sûreté étant entendu que cet établissement devra, dans le cadre des procédures réglementaires en vigueur, préciser et justifier pour chaque tranche de 1300 MWe les dispositions techniques détaillées qu'il a retenues ou se propose de retenir, en particulier à l'égard des obligations principales de sûreté explicitées dans la présente décision. Il devra également, dans ce cadre, démontrer, après avoir le cas échéant apporté les adaptations nécessaires, la compatibilité des caractéristiques principales précitées avec le site envisagé et préciser et justifier les dispositions qu'il met en oeuvre pour garantir la qualité de chaque tranche, tant pour ce qui concerne sa conception que sa réalisation ou son exploitation.

Des modifications appropriées devraient toutefois être apportées à ces caractéristiques principales si une amélioration substantielle de la sûreté des installations concernées apparaissait nécessaire pour tenir compte d'éléments nouveaux éventuels qui pourraient résulter notamment de l'expérience d'exploitation ou de construction des tranches nucléaires du même type ou plus généralement du progrès des connaissances en matière de sûreté.

De plus, des modifications pourraient également être apportées à ces caractéristiques à la demande d'Electricité de France sous réserve qu'il soit démontré que ces modifications ne diminuent pas le niveau de sûreté des installations concernées.

La présente décision, qui s'applique aux tranches nucléaires comportant un réacteur à eau sous pression d'une puissance de l'ordre de 1300 MWe qui seront engagées dans les prochaines années, ne saurait en aucun cas faire obstacle au respect des dispositions réglementaires en vigueur notamment en matière :

- de réglementation relative aux installations nucléaires de base,
- de réglementation relative aux installations classées pour la protection de l'environnement,
- de réglementation relative à la protection de la nature,
- d'application du code du travail,
- de rejets d'effluents radioactifs,
- d'appareils à pression,
- de régime de l'eau.

CHAPITRE I - DISPOSITIONS GENERALES

I.1. - Situations prises en compte dans le dimensionnement

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne le dimensionnement général des tranches comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée et le classement des matériels doivent notamment viser à :

a) faire en sorte qu'en fonctionnement normal, les équivalents de dose reçus par les travailleurs et les personnes du public soient aussi faibles que possible et, en tout état de cause, inférieurs aux limites fixées par la réglementation en vigueur,

b) plus généralement, faire en sorte que l'existence d'une tranche sur un site donné ne conduise pas à des risques inacceptables.

En principe, les conséquences les plus graves devraient avoir la probabilité globale la plus faible et, en tout état de cause, avoir une probabilité globale inférieure à une valeur d'autant plus faible que les conséquences sont graves.

En pratique, la démonstration de ce que cet objectif est atteint peut être faite en examinant plus particulièrement sur la base d'études justificatives appropriées incluant notamment des marges de sécurité suffisantes, les conséquences d'un nombre limité de situations conventionnelles dont la fréquence estimée est précisée en ordre de grandeur et dont il doit être montré que les conséquences sont, pour chaque catégorie de fréquence, majorantes de celles des autres situations de cette catégorie. Ces situations sont dénommées situations de dimensionnement.

La liste des situations de dimensionnement ainsi définie doit alors être complétée pour tenir compte des événements d'origine externe à l'installation et propres à chaque site. Elle doit également être complétée s'il apparaît qu'un événement ou une combinaison d'événements est susceptible de conduire à une situation dont les conséquences du point de vue de la sûreté excèdent notablement les conséquences des situations de dimensionnement de la même catégorie et, dans ce cas, des dispositions appropriées doivent être prises pour faire en sorte que les conséquences de ces situations soient ramenées au niveau de celles des situations de dimensionnement de la catégorie considérée.

L'ensemble des situations de dimensionnement ainsi complété est désigné dans la suite de la présente décision par l'ensemble des situations considérées comme plausibles.

Indépendamment de l'examen de l'ensemble de ces situations, des dispositions appropriées doivent être prises pour minimiser les risques et les conséquences des incendies et permettre leur détection, empêcher leur extension et assurer leur extinction ainsi que pour protéger plus particulièrement les circuits importants pour la sûreté de façon suffisante par les dispositions constructives et, selon les cas, par redondance, contre tous les effets dynamiques et tous les projectiles qui pourraient les atteindre.

B. La liste des situations de dimensionnement suivante, dont l'électricité de France a à cet égard proposé d'explicitier l'analyse dans ses rapports de sûreté, est, dans son principe et sous réserve que les études de fiabilité des systèmes entrepris par cet établissement en conforte le bien fondé, acceptable.

- Incidents de fréquence moyenne dont les conséquences doivent demeurer extrêmement limitées :

- . 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 du secondaire,
- . démarrage intempestif de l'injection de sécurité ou de la borication,

- Accidents très peu fréquents dont les conséquences doivent demeurer suffisamment limitées :

- . 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 chimique et volumétrique,
- . rupture du réservoir de stockage du circuit de traitement des effluents gazeux.

- Accidents graves et hypothétiques dont les conséquences doivent demeurer acceptables :

- . accident de manutention de combustible,
- . rupture importante du circuit secondaire (eau ou vapeur),
- . rotor bloqué d'une motopompe primaire,
- . éjection d'une grappe de réglage,
- . perte plausible de réfrigérant primaire,
- . rupture complète d'un tube de générateur de vapeur.

En outre, sont en cours d'études les situations suivantes à l'égard desquelles seront, si nécessaire, mises en oeuvre des dispositions appropriées pour en réduire la probabilité ou en ramener les conséquences à un niveau en rapport avec cette probabilité :

- . suppression du circuit primaire en phase liquide,
- . défaillance du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur lors de transitoires fréquents où il est utilisé,
- . défaillance du système d'arrêt d'urgence lors de transitoires nécessitant l'intervention de ce système,
- . défaillance totale des alimentations électriques,
- . défaillance totale de la source froide terminale ou des systèmes assurant le transfert de la chaleur vers celle-ci.

I.2. - Projet type et risques d'agressions d'origine externe à l'installation.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne la prise en compte des risques d'agression d'origine externe à l'installation doivent être définies dans le respect des règles précisées en I.1.

Parmi les agressions envisagées dans ce cadre, doivent notamment figurer les agressions liées :

- . aux séismes, raz de marée et mouvements de terrain,
- . aux conditions météorologiques extrêmes,
- . aux inondations, en tenant compte à la fois des crues éventuelles des rivières et des difficultés pouvant survenir sur les ouvrages d'aménagement hydraulique,
- . aux chutes d'avions,
- . aux explosions, nappes de gaz, incendies ou projectiles pouvant résulter d'activités humaines liées notamment aux équipements industriels ou portuaires ainsi qu'aux voies de communication.

B. La démarche suivante, proposée par Electricité de France à cet égard, est dans son principe acceptable :

Un projet type est défini qui est mis en oeuvre sur les sites pour lesquels il peut être démontré que ce projet permet de respecter les règles générales définies en A ci-dessus et en I.1. Pour les autres sites, des modifications appropriées doivent être apportées au projet type afin que ces conditions demeurent respectées.

a) ce projet type concerne principalement le bâtiment du réacteur, le bâtiment des auxiliaires nucléaires, le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde, le bâtiment "électrique", le bâtiment de traitement des effluents et le schéma d'évaluation de l'énergie électrique,

b) les fondations des différents bâtiments sont déterminées pour chaque site, compte tenu de ses caractéristiques,

c) le niveau de la salle des machines par rapport au bâtiment du réacteur varie selon les sites,

d) les modalités de dimensionnement suivantes sont retenues, pour les parties concernées du projet type, à l'égard des risques d'agression d'origine externe à l'installation :

- pour ce qui concerne les risques liés aux séismes, on utilise le spectre de réponse de résonateurs défini par la Nuclear Regulatory Commission des Etats-Unis d'Amérique dans le Regulatory Guide 1.60, calé à une accélération maximale du sol à période nulle de 0,15 g ; le module d'Young dynamique moyen du sol est supposé pouvoir varier entre 5 000 et 100 000 bars,

- pour ce qui concerne les risques liés aux chutes d'avion, on considère la chute d'un avion de l'aviation générale en prenant en compte un projectile "dur" (avion monomoteur CESSNA-210 de 1,5 tonne) et un projectile "mou" (avion biréacteur LEAR JET 23 de 5,7 tonnes),

- pour ce qui concerne les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication, la tenue de l'ensemble des installations ayant une fonction de sûreté est assurée pour une onde incidente de surpression de forme triangulaire à front raide pour laquelle la valeur maximale de la surpression est de 20 millibars et la durée de la surpression de 40 millisecondes ; la tenue des bâtiments contenant ces installations est assurée pour une onde analogue dont la valeur maximale de la surpression est 50 millibars et la durée de la surpression 300 millisecondes.

CHAPITRE II - DISPOSITIONS PARTICULIERES

II.1. - Plan de masse.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne le plan de masse doivent notamment viser à :

a) éviter qu'un incident se produisant sur une tranche puisse affecter une autre tranche ; à cet égard, les composants importants pour la sûreté ne seront pas affectés simultanément à plusieurs tranches installées sur un même site, sa démonstration explicite qu'une telle disposition est satisfaisante du point de vue de la sûreté dans toutes les situations considérées comme plausibles,

b) permettre une surveillance efficace des accès aux différentes tranches.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

a) les diverses tranches implantées sur un même site sont séparées et font l'objet de protections spécifiques à l'égard des actions de malveillance. Toutefois, le bâtiment de traitement des effluents (sauf pour les sites en falaise), la station de pompage et les ouvrages d'eau connexes ainsi que la station de déminéralisation de l'eau d'appoint sont communs aux tranches implantées sur un même site,

b) chaque tranche comprend notamment :

- . un bâtiment du réacteur abritant la chaudière nucléaire,
- . une salle des machines reliée à un poste d'évacuation de l'énergie,
- . un bâtiment regroupant les locaux électriques et les locaux où sont implantés les auxiliaires de sauvegarde,
- . un bâtiment regroupant les locaux d'exploitation,
- . un bâtiment des auxiliaires nucléaires,
- . un bâtiment du combustible,
- . des locaux affectés aux diesels,

c) pour chaque tranche, le groupe turbo-alternateur est orienté radialement par rapport au bâtiment du réacteur de la tranche correspondante,

d) pour les sites à quatre tranches, les groupes de deux tranches sont orientés, dans la mesure où le site envisagé le permet sans difficultés particulières, selon une disposition préférentielle dite "tête à tête" (le deuxième groupe de deux tranches se déduit du premier par une rotation autour d'axe vertical, les axes des groupe turbo-alternateurs étant parallèles entre eux pour chaque groupe de tranches), ou sinon selon une disposition dite "alignée" (les axes des groupes turbo-alternateurs sont parallèles entre eux).

.../...

II.2. - Calage en niveau des différents bâtiments.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne le calage en niveau des différents bâtiments doivent notamment viser à :

a) obtenir, dans toutes les situations considérées comme plausibles, une sûreté et une fiabilité suffisantes des dispositifs permettant le transfert des éléments combustibles irradiés entre le bâtiment du réacteur et la piscine de stockage de ces éléments combustibles,

b) réduire la probabilité et les conséquences éventuelles de la chute d'un emballage de transport des éléments combustibles irradiés.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

a) le bâtiment du réacteur est faiblement enterré et le radier de ce bâtiment est plat ; comme indiqué au point I.2.B.c. chapitre I, le niveau de la salle des machines par rapport au bâtiment du réacteur varie selon les sites,

b) la piscine de stockage des éléments combustibles irradiés est surélevée de façon à assurer l'horizontalité du tube de transfert de ces éléments combustibles entre le bâtiment du réacteur et le bâtiment du combustible,

c) les matériels électriques importants pour la sûreté sont implantés à un niveau permettant de garantir que ces matériels resteront hors d'eau dans toutes les situations considérées comme plausibles,

d) des dispositions appropriées sont prises pour tenir compte de l'éventualité de la chute d'un emballage de transport des éléments combustibles irradiés (notamment désolidarisation de certaines structures du bâtiment du combustible et mise en place de matériaux amortisseurs si des manutentions à grande hauteur sont prévues).

II.3. - Eléments combustibles et équipements internes à la cuve.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne les éléments combustibles et les équipements internes à la cuve doivent notamment viser à :

a) assurer l'intégrité et l'étanchéité des éléments combustibles dans toutes les situations normales et transitoires en maintenant une marge suffisante par rapport aux limites technologiques et faire en sorte que les incidents et accidents considérés comme plausibles n'aient pas de conséquences inacceptables ; ceci suppose que les équipements internes résistent, avec des marges de sûreté suffisantes, aux sollicitations auxquelles ils sont soumis dans toutes les conditions normales et transitoires et que, dans toutes les situations accidentelles considérées comme plausibles, l'endommagement de ces équipements internes reste suffisamment limité pour permettre l'arrêt du réacteur et son maintien dans cet état ainsi que l'évacuation de la puissance résiduelle,

b) assurer une surveillance de l'état des éléments combustibles et notamment de leur étanchéité par la mesure d'au moins un paramètre représentatif de l'état des gaines de ces éléments combustibles,

c) permettre la surveillance en service et l'inspection des équipements internes.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

a) les éléments combustibles utilisés pour le premier chargement du combustible seront du type 17 X 17 XL conçu par la société Westinghouse. Chaque élément combustible comprendra 264 crayons combustibles contenant des pastilles d'oxyde d'uranium légèrement enrichi en uranium 235 de diamètre 8,19 mm ; les gaines, de diamètre extérieur 9,5 mm et d'épaisseur 0,57 mm, seront réalisées en zircaloy 4,

b) la surveillance de l'état du combustible est réalisée par une mesure permanente globale de l'activité de l'eau du circuit primaire et par des mesures périodiques de la concentration de certains isotopes dans ce fluide ; des corrélations tenant compte de l'expérience acquise, notamment par les examens effectués sur des éléments combustibles après irradiation, permettront de relier ces concentrations à l'état des gaines des éléments combustibles,

c) un programme de surveillance propre aux éléments combustibles de type 17 X 17 XL sera mis en oeuvre sur les tranches de la centrale nucléaire de Paluel de façon à compléter le programme de surveillance effectué sur les éléments combustibles du type 17 X 17 utilisés dans les centrales nucléaires de Fessenheim et de Bugey ; par ailleurs, le premier chargement dans un réacteur d'éléments combustibles différents de ceux qui sont prévus pour les tranches de la centrale nucléaire de Paluel (en particulier, si le fabricant est différent) ne sera effectué que dans une tranche disposant de moyens appropriés d'examen des éléments combustibles irradiés,

d) les équipements internes inférieurs - qui comprennent notamment l'enveloppe du coeur, les cloisons du coeur et leurs renforts, l'écran neutronique formé de secteurs fixés sur l'enveloppe du coeur et le fond-support du coeur soudé à la base de l'enveloppe du coeur - sont supportés par la bride supérieure de la cuve du réacteur ; des guides radiaux soudés sur la paroi de la cuve du réacteur permettent de limiter les mouvements latéraux de l'enveloppe du coeur.

e) les équipements internes supérieurs - qui comprennent notamment la plaque-support en forme de cuvette des guides des grappes de commande, la plaque supérieure du coeur et les guides des grappes de commande - sont placés en position correcte grâce à un dispositif de guidage placé sur l'enveloppe du coeur. Des colonnes supports transmettent les efforts d'une plaque à l'autre et supportent les canalisations de passage des thermocouples utilisés pour la surveillance des températures du coeur du réacteur,

f) la conception et le dimensionnement des équipements internes sont tels que soient respectées les exigences du code ASME, section III, pour ce qui concerne les contraintes admissibles en fonctionnement normal et, plus précisément, les exigences applicables de la sous-section NG,

g) pour permettre la surveillance du comportement en service des équipements internes, toutes les tranches seront équipées d'une instrumentation externe permanente ; de plus, une instrumentation sera mise en place sur les équipements internes de la première tranche de la centrale nucléaire de Paluel afin de déterminer, lors des essais de cette tranche, le comportement de ces équipements ainsi qu'une corrélation entre les mesures obtenues avec cette instrumentation interne et celles qui seront obtenues avec l'instrumentation externe.

II.4. - Bâtiment du combustible.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne le bâtiment du combustible doivent notamment viser à :

a) disposer d'une capacité de stockage des éléments combustibles irradiés suffisante pour que, outre les éléments combustibles qui y sont normalement stockés, le stockage puisse recevoir, dans des conditions de sûreté satisfaisantes, la totalité des éléments combustibles contenus dans le réacteur,

b) assurer des conditions de stockage des éléments combustibles neufs et irradiés telles que ces stockages restent sous-critiques avec une marge de sécurité suffisante dans toutes les situations considérées comme plausibles,

c) assurer, dans toutes les situations considérées comme plausibles, l'évacuation de la puissance résiduelle des éléments combustibles irradiés avec une marge de sécurité et une fiabilité suffisantes ; en particulier, la piscine de stockage du combustible usé ainsi que les circuits qui lui sont associés seront conçus, réalisés et entretenus de façon à prévenir toute perte significative de l'eau de cette piscine,

d) assurer, dans toutes les situations considérées comme plausibles, un confinement suffisant des substances radioactives de façon à éviter tout relâchement inacceptable de telles substances.

Pour ce qui concerne les points b, c et d, il convient de considérer notamment les risques d'agressions d'origine externe (séismes, chutes d'avions, risques d'explosion,...), les risques d'impact de projectiles ainsi que les risques de chute d'un emballage de transport des éléments combustibles irradiés et les risques liés à la manutention des éléments combustibles.

e) réduire les risques d'irradiation et de contamination des travailleurs lors des opérations de contrôle et d'entretien des systèmes importants pour la sûreté et lors des opérations de conditionnement des éléments combustibles irradiés en vue de leur transport, y compris des éléments combustibles irradiés présentant des ruptures de gaine.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

a) le bâtiment du combustible contient le stockage des éléments combustibles neufs, la piscine de désactivation des éléments combustibles irradiés et les dispositifs nécessaires à la manutention de ces éléments combustibles et de leurs emballages de transport. Il contient également notamment le circuit de refroidissement de l'eau des piscines,

b) les zones de manutention et les zones de stockage sont séparées,

c) comme indiqué en II.2.B.d, des dispositions appropriées sont prises pour tenir compte de l'éventualité de la chute d'un emballage de transport des éléments combustibles irradiés (notamment désolidarisation de certaines structures du bâtiment du combustible et mise en place de matériaux amortisseurs des manutentions à grande hauteur sont prévues).

d) le circuit de ventilation du bâtiment du combustible est conçu pour fonctionner de façon permanente en circuit ouvert, y compris pendant les périodes de manutention des éléments combustibles, avec passage de l'air extrait sur des filtres "absolus" avant rejet. En cas de détection d'une activité anormale, l'air extrait est dirigé automatiquement vers un circuit de petit débit avec passage au travers de filtres à iode,

e) le circuit de refroidissement de l'eau des piscines est redondant et dimensionné de telle sorte que, avec un seul échangeur en fonctionnement, la température de l'eau de la piscine de stockage des éléments combustibles irradiés ne dépasse pas 50°C alors que la moitié d'un coeur de réacteur y est stockée. De plus, ce circuit est dimensionné pour qu'en cas de stockage exceptionnel, (notamment déchargement d'un coeur complet dans des conditions de stockage préalablement défavorables) avec un seul échangeur en fonctionnement, la température de l'eau de la piscine de stockage des éléments combustibles irradiés reste inférieure à 65°C (la température de l'eau du circuit de refroidissement intermédiaire étant supposée de 35°C). Par ailleurs, le circuit de refroidissement des piscines permet à moyen terme d'assurer, en plus du refroidissement des éléments combustibles irradiés, l'évacuation de la puissance résiduelle du réacteur en cas de défaillance totale du circuit de refroidissement à l'arrêt (le circuit primaire n'étant plus sous pression).

II.5. - Circuit primaire principal.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne le circuit primaire principal (défini conformément aux dispositions de l'article 1er de l'arrêté du 26 février 1974 portant application de la réglementation des appareils à pression aux chaudières nucléaires à eau) doivent notamment viser à :

a) écarter tout risque de défaut d'étanchéité anormal, de fissuration et de rupture brutale de ce circuit. Ceci suppose que des dispositions appropriées soient prises aussi bien pour ce qui concerne la conception et la fabrication que pour ce qui concerne la surveillance en service de cet appareil et de ses supportages. Des marges suffisantes doivent exister, dans toutes les situations considérées comme plausibles, à l'égard des divers modes de ruine de l'appareil susceptibles de se produire, compte tenu des actions des systèmes de protection et de sécurité, des conditions d'utilisation et d'environnement des éléments du circuit primaire principal dans ces situations, des incertitudes pouvant exister sur les propriétés des matériaux et leur évolution dans ces conditions et des défauts éventuels. Par ailleurs, des mesures appropriées doivent être prises, dès la conception en vue de permettre et de faciliter, autant qu'il est possible, la surveillance en exploitation et les essais périodiques des éléments du circuit primaire principal ; une attention particulière doit être portée à la possibilité de détecter les fuites du circuit primaire principal et d'en déterminer l'origine,

b) limiter, autant que possible, les doses reçues par les travailleurs lors des opérations d'exploitation, en particulier lors des opérations d'entretien, de surveillance en service et de réparation, par une conception appropriée des différents matériels ; le choix de matériaux dont les produits de corrosion ou d'érosion éventuels véhiculés par le fluide du circuit primaire pourraient présenter une radioactivité gênante doit être évité autant que possible.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

a) Conception générale

La conception du circuit primaire principal est du type modulaire : la cuve qui contient le réacteur est connectée à quatre "boucles", placées autour de la cuve du réacteur comportant un générateur de vapeur et une pompe primaire. La cuve du réacteur est placée au centre du bâtiment du réacteur et constitue le point fixe du circuit ; un pressuriseur est raccordé à l'une des "boucles" du circuit primaire principal.

Les tuyauteries primaires sont raccordées à la cuve par des tubulures forgées implantées par des soudures à pleine pénétration dans la virole supérieure de la cuve.

.../...

b) matériaux

La cuve contenant le réacteur, les générateurs de vapeur et le pressuriseur sont réalisés en aciers faiblement alliés contenant du manganèse, du molybdène et du nickel du type SA-508 classe 3 pour les pièces forgées et SA-533 grade B classe 1 pour les tôles ; toutefois, les fonds primaires des générateurs de vapeur sont réalisés en acier faiblement allié moulé ou forgé et les tubes des générateurs de vapeur sont réalisés en inconel 600. Par ailleurs, les autres enceintes sous pression du circuit primaire principal, les tuyauteries primaires et les volutes des pompes primaires sont réalisées en acier inoxydable austénitique ou austénoférritique.

Une vérification de la composition chimique et des caractéristiques mécaniques des matériaux utilisés pour la cuve contenant le réacteur est effectuée systématiquement au stade des approvisionnements.

Le revêtement intérieur de la cuve contenant le réacteur, réalisé en acier inoxydable, doit satisfaire au test de corrosion intercristalline AUTAAS 121 B.

c) surveillance en service

Les visites périodiques de la cuve contenant le réacteur sont fondées sur des contrôles réalisés par l'intérieur, les équipements internes étant sortis de cette cuve.

Des échantillons sont placés à l'intérieur de la cuve contenant le réacteur en vue de déterminer l'évolution sous irradiation des caractéristiques des matériaux utilisés, notamment à l'égard des risques de rupture brutale.

Un enregistrement de paramètres physiques appropriés (essentiellement pression et température) est réalisé en exploitation en vue de déterminer la fatigue cumulée des matériaux constituant la cuve qui contient le réacteur.

II.6. - Niveau d'activité du fluide primaire et radioprotection.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne le niveau d'activité du fluide primaire et la radioprotection doivent, dans le respect de la réglementation en vigueur, notamment viser à :

a) très généralement, réduire autant que possible les conséquences radiologiques du fonctionnement des installations pour les personnes du public et l'environnement dans toutes les situations considérées comme plausibles ainsi que les doses reçues par les travailleurs lors de l'exploitation des installations y compris lors des opérations d'entretien, de réparation et de manutention des éléments combustibles,

b) plus particulièrement, limiter le niveau d'activité du fluide primaire et donc limiter la teneur de ce fluide en produits d'activation et en produits de fission ; ceci suppose notamment des mesures de conception relatives au choix des matériaux utilisés (cf. II.5.A.b) et au maintien de l'intégrité et de l'étanchéité des gaines des éléments combustibles ainsi que ces mesures de surveillance appropriées.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

a) conformément au point II.3.B.b, une mesure permanente de l'activité du fluide primaire due aux rayonnements γ sera effectuée à l'aide d'un appareil de mesure placé sur la tuyauterie de décharge du circuit de contrôle chimique et volumétrique ; cette mesure permanente sera complétée par des prélèvements périodiques permettant de connaître les teneurs de certains radioéléments dans le fluide primaire ; des corrélations tenant compte de l'expérience acquise, notamment par les examens effectués sur des éléments combustibles après irradiation, permettront de relier ces concentrations à l'état des gaines des éléments combustibles,

b) une surveillance permanente de la contamination sera effectuée par le contrôle des fuites du circuit primaire et le contrôle de l'activité des fluides de tous les circuits, y compris ceux qui sont normalement non actifs et qui pourraient le devenir par contact avec des fluides actifs.

II.7. - Enceinte de confinement et sortie des tuyauteries principales de vapeur et d'eau.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne l'enceinte de confinement et la sortie des tuyauteries principales de vapeur et d'eau doivent notamment viser à :

a) assurer et maintenir une résistance et une étanchéité suffisantes de l'enceinte de confinement ainsi qu'une résistance suffisante des parois des casemates internes dans toutes les situations considérées comme plausibles en particulier dans les conditions de pression et de température résultant des accidents de perte de réfrigérant primaire considérés comme plausibles ; une marge suffisante doit être appliquée à la pression de calcul de l'enceinte de confinement au moment de la conception pour tenir compte des incertitudes qui résultent actuellement de l'imperfection des connaissances et des modèles de calcul,

b) permettre une surveillance appropriée de la résistance et de l'étanchéité, notamment aux points singuliers, de l'enceinte de confinement,

c) assurer la protection des équipements importants pour la sûreté internes à l'enceinte de confinement à l'égard des agressions d'origine externe considérées comme plausibles,

d) assurer la protection radiologique des personnes à l'égard des substances radioactives contenues dans l'enceinte de confinement dans toutes les situations considérées comme plausibles,

e) assurer le supportage des tuyauteries sortant de l'enceinte de confinement et de leurs organes d'isolement de telle sorte que la défaillance d'une tuyauterie ne conduise pas à des conséquences inacceptables en tenant compte des effets de cette défaillance sur la tenue mécanique de l'enceinte de confinement, sur l'aptitude des organes d'isolement à remplir leur fonction et sur l'intégrité des autres canalisations,

f) réduire les risques liés à la possibilité de défaillance d'une tuyauterie sortant de l'enceinte de confinement en amont de l'organe d'isolement placé à l'extérieur de cette enceinte.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

a) l'enceinte de confinement est une enceinte double sans peau d'étanchéité. L'enceinte interne est en béton précontraint et l'enceinte externe en béton armé. Une reprise des fuites de l'enceinte interne est assurée par mise en dépression de l'espace compris entre les deux enceintes,

.../...

b) la pression de dimensionnement de l'enceinte interne est telle que cette enceinte puisse supporter, avec une marge de sécurité correspondant au A.2 ci-dessus, sans perte d'intégrité, les sollicitations résultant d'un accident consistant en la rupture circonférencielle complète et soudaine d'une tuyauterie du circuit primaire avec séparation totale des extrémités. Dans les conditions de cet accident, le taux de fuite maximal de l'enceinte interne sera inférieure à 1,5 % par jour de la masse de gaz qui y est contenue,

c) le taux de fuite de l'enceinte externe dans les situations considérées comme plausibles est inférieur à 1 % par jour de la masse de gaz contenue dans le volume limité par le parement interne de l'enceinte externe,

d) les traversées des tuyauteries principales de vapeur et d'eau sont réparties à la périphérie de l'enceinte de confinement ; dans l'espace compris entre les deux enceintes, ces tuyauteries sont équipées de fourreaux métalliques pour éviter la mise en pression de cet espace en cas de défaillance d'une telle tuyauterie,

e) le point fixe des traversées des tuyauteries principales de vapeur et d'eau est situé sur l'enceinte interne et les organes d'isolement de ces tuyauteries sont supportés par l'enceinte externe,

f) l'enceinte de confinement est conçue et réalisée de façon à ne pas être directement ou indirectement la cause d'une défaillance simultanée de plusieurs tuyauteries principales de vapeur ou d'eau,

g) des dispositions appropriées sont prises pour permettre la réalisation d'essais périodiques d'étanchéité à la pression de calcul de l'enceinte interne.

II.8. - Installation des matériels et accès dans le bâtiment du réacteur.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne l'installation des matériels et l'accès dans le bâtiment du réacteur doivent notamment viser à :

- a) réduire autant que possible la circulation de fluide primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement,
- b) assurer autant que nécessaire la protection des matériels importants pour la sûreté à l'égard des agressions d'origine externe,
- c) assurer, dans toutes les situations considérées comme plausibles (y compris après un accident de perte de réfrigérant primaire), une épuration efficace et fiable de l'atmosphère du bâtiment du réacteur de façon à réduire les concentrations des produits dangereux (y compris ceux qui pourraient entraîner des risques pour l'intégrité de l'enceinte de confinement) et la quantité de substances radioactives rejetée dans l'environnement. Il convient d'assurer une disponibilité suffisante à cette fonction, notamment en tenant compte des possibilités de défaillance des équipements de la centrale (alimentations électriques, composants des systèmes associés à cette fonction) et des nécessités d'essais ou d'inspections périodiques,
- d) permettre, par des moyens de mesure appropriés des conditions d'ambiance, à l'opérateur de suivre le déroulement d'accidents éventuels et de s'assurer du bon fonctionnement des dispositions de sauvegarde prévues.
- e) qualifier de façon appropriée les matériels importants pour la sûreté pour les conditions résultant des situations accidentelles considérées comme plausibles après lesquelles leur fonctionnement peut être requis.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

- a) le circuit de refroidissement à l'arrêt est placé à l'intérieur de l'enceinte de confinement,
- b) les accumulateurs du circuit d'injection de sécurité sont placés à l'intérieur de l'enceinte de confinement entre la jupe et l'enceinte interne, les autres parties de ce circuit sont placées à l'extérieur de l'enceinte de confinement,
- c) les chambres neutroniques de puissance, au nombre de huit, sont placées à l'extérieur de la cuve et du calorifuge qui l'entoure ; leur manutention s'effectue par le haut,
- d) en fonctionnement normal, aucun circuit d'eau brute ne pénètre dans l'enceinte de confinement ; les principaux circuits véhiculant de l'eau non borée à l'intérieur de cette enceinte sont les circuits secondaires d'alimentation en eau des générateurs de vapeur, le circuit de refroidissement intermédiaire, le circuit d'eau glacée et le circuit d'incendie,

e) le stockage des éléments combustibles irradiés est placé en dehors de l'enceinte de confinement dans le bâtiment du combustible (qui fait l'objet du point II.4.),

f) l'accès dans le bâtiment du réacteur est prévu par trois ouvertures : l'une est destinée au passage des gros matériels, les deux autres sont destinées au passage du personnel et des petits matériels et sont utilisées à partir de la zone contrôlée,

g) le pont tournant placé à l'intérieur de l'enceinte de confinement est supporté par une console fixée sur l'enceinte interne,

h) en dehors du circuit de mise en dépression de l'espace compris entre les deux enceintes, les circuits suivants de ventilation du bâtiment du réacteur sont prévus :

- un circuit de conditionnement général ; ce circuit assure également la ventilation du puits de cuve,
- un circuit de refroidissement des mécanismes de commande des grappes de contrôle,
- un circuit d'épuration de l'atmosphère de l'enceinte interne (essentiellement destiné à réduire une éventuelle contamination par des iodes),
- un circuit de balayage en marche muni de filtres à iode ; il utilise les traversées prévues pour permettre la mise en oeuvre de dispositifs propres à assurer la recombinaison de l'hydrogène,
- un circuit de balayage à l'arrêt, fonctionnant en circuit ouvert, destiné à permettre le renouvellement de l'air de l'enceinte de confinement et l'évacuation des calories dégagées par les matériels pendant les arrêts à froid,

i) les systèmes, structures et composants nécessaires pour la limitation des conséquences des situations accidentelles considérées comme plausibles, notamment les matériels installés dans le bâtiment du réacteur, sont conçus et qualifiés de façon appropriée de telle sorte qu'ils soient capables de remplir leurs fonctions dans les conditions pouvant résulter des accidents de perte de réfrigérant primaire ou de rupture d'une tuyauterie principale de vapeur ou d'eau considérés comme plausibles.

II.9. - Bâtiment des auxiliaires nucléaires, bâtiment des auxiliaires de sauvegarde et bâtiment de traitement des effluents.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne le bâtiment des auxiliaires nucléaires et le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde doivent notamment viser à :

a) assurer une séparation (géographique ou physique) suffisante des matériels redondants importants pour la sûreté, compte tenu des agressions considérées comme plausibles,

b) permettre l'inspection, les essais et l'entretien des matériels importants pour la sûreté dans des conditions satisfaisantes du point de vue de la protection radiologique des travailleurs.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

1. Bâtiment des auxiliaires de sauvegarde

a) les matériels des deux voies redondantes du circuit d'injection de sécurité, du circuit d'aspersion de l'enceinte de confinement et du circuit de refroidissement intermédiaire ainsi que les matériels destinés à la ventilation des locaux occupés par ces circuits sont placés dans deux demi-bâtiments, physiquement séparés, du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde. De plus, les locaux contenant une voie du circuit de refroidissement intermédiaire sont physiquement séparés des locaux de la même voie susceptibles d'être contaminés,

b) dans chaque demi-bâtiment du bâtiment des auxiliaires de sauvegarde les matériels correspondant à des fonctions différentes sont physiquement séparés,

c) les commandes des vannes des circuits situées dans le bâtiment des auxiliaires de sauvegarde sont placées dans des locaux séparés des vannes elles-mêmes,

d) la ventilation des demi-bâtiments des auxiliaires de sauvegarde définis en a) est redondante.

2. Bâtiment des auxiliaires nucléaires et de traitement des effluents

a) le bâtiment des auxiliaires nucléaires contient notamment le circuit de contrôle chimique et volumétrique, le circuit des purges des générateurs de vapeur, le circuit d'échantillonnage nucléaire, le circuit de traitement des effluents primaires, le circuit des purges et évents, et, pour les sites "en falaise", les autres circuits de traitement des effluents et les matériels destinés au conditionnement des déchets solides (pour les autres sites ces derniers circuits et matériels sont placés dans le bâtiment de traitement des effluents),

b) les matériels des voies redondantes assurant une même fonction sont physiquement séparés et installés de telle sorte que soient minimisées les doses susceptibles d'être reçues par les travailleurs, tant en exploitation normale que lors des opérations d'entretien ; ainsi, les matériels d'une même voie sont, si nécessaire, disposés de façon à réaliser un cloisonnement entre d'une part les différents matériels contaminés ou susceptibles de l'être (filtres, déminéralisateurs, pompes, réservoirs, tuyauteries,...), d'autre part les matériels contaminés ou susceptibles de l'être et les matériels qui ne sont pas susceptibles d'être contaminés (commandes des vannes par exemple),

c) la ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires permet de réaliser une circulation de l'air des locaux considérés comme les moins susceptibles d'être contaminés vers les locaux considérés comme susceptibles d'être les plus contaminés ; d'autre part, le circuit de ventilation des locaux susceptibles d'être contaminés est muni de filtres à iode,

d) en cas de défaillance des alimentations électriques externes à la tranche ou de défaillance de la ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires, un circuit autonome de ventilation de secours permet de maintenir dans ce bâtiment les conditions nécessaires au bon fonctionnement des pompes de charge.

II.10. - Moyens d'évacuation de la puissance.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne les moyens d'évacuation de la puissance doivent notamment viser à :

a) très généralement, permettre l'évacuation effective de la puissance produite par le coeur du réacteur dans toutes les situations de l'installation considérées comme plausibles,

b) obtenir une fiabilité et une disponibilité suffisantes des moyens utilisés pour l'évacuation de la puissance notamment par une surveillance appropriée en exploitation des matériels utilisés ; en particulier, assurer au système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur une fiabilité dans les diverses situations où ce système est utilisé, en rapport avec la fréquence de ces situations et les conséquences de sa défaillance dans ces situations.

c) plus particulièrement, réduire les risques de défaillance de structures ou composants du circuit secondaire qui pourraient compromettre la maîtrise de la réactivité ou à leur tour entraîner la défaillance d'équipements importants pour la sûreté et en particulier de composants du circuit primaire. A cet égard, des dispositions de construction et de surveillance appropriées doivent être prises pour réduire les risques de défaillance de la frontière entre les circuits primaire et secondaire dans tous les cas de rupture de tuyauteries principales de vapeur ou d'eau considérés comme plausibles (ainsi d'ailleurs que dans tous les cas de rupture de tuyauterie du circuit primaire considérés comme plausibles).

Pour les parties des moyens utilisés qui appartiennent au circuit primaire principal, les dispositions prises doivent notamment viser au respect des objectifs exprimés en II.5.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

1 - Générateurs de vapeur et circuit secondaire

a) un modèle de générateur de vapeur dit 68/19, sans préchauffeur, est conçu et réalisé en tenant compte des améliorations apportées sur les générateurs de vapeur du modèle 51 qui équipent les tranches de 900 MWe,

b) les tubes des générateurs de vapeur sont maintenus par des plaques entretoises quadrifoliées réalisées en matériau inoxydable ; ces tubes sont réalisés en inconel 600 et font l'objet d'un détensionnement par traitement thermique,

c) l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, prévue par un tore d'alimentation placé à l'intérieur de la virole supérieure et muni de tubes en crosse, peut être assurée par un circuit d'alimentation normale ou par un circuit d'alimentation de secours,

d) l'eau du circuit secondaire fait l'objet d'un conditionnement chimique volatil.

2 - Evacuation de la puissance résiduelle

- a) le circuit de refroidissement à l'arrêt assure l'évacuation de la puissance résiduelle du coeur pendant la deuxième phase des opérations conduisant à l'arrêt à froid ainsi que l'évacuation à long terme de cette puissance à l'arrêt à froid et pendant les opérations de chargement et de déchargement d'éléments combustibles. Cette fonction peut également être assurée par le circuit de refroidissement des piscines dans les conditions précisées en II-4.B.e,
- b) le circuit de refroidissement intermédiaire assure le refroidissement des matériels importants pour la sûreté utilisés dans les situations considérées comme plausibles, et notamment les matériels des circuits de refroidissement à l'arrêt, du circuit d'injection de sécurité (cf. II.11), du circuit de contrôle chimique et volumétrique, du circuit de refroidissement de la piscine et du circuit d'aspersion de l'enceinte de confinement ; les parties du circuit de refroidissement intermédiaire qui assurent cette fonction sont redondantes et protégées à l'égard des agressions considérées comme plausibles ; les alimentations électriques des matériels correspondants sont secourues,
- c) le circuit de refroidissement intermédiaire est refroidi par le circuit d'eau brute dénommé SEC ; selon les sites, l'eau de ce circuit est de l'eau de mer, de l'eau saumâtre ou de l'eau douce (circulant en circuit ouvert ou en circuit fermé),
- d) le circuit d'eau brute SEC est redondant et protégé à l'égard des agressions considérées comme plausibles ; les alimentations électriques des différents matériels de ce circuit sont secourues. Chaque file du circuit d'eau brute SEC comprend deux pompes capables, chacune d'assurer à elle seule la fonction de refroidissement, et un échangeur. Les alimentations en eau des deux files sont indépendantes à partir d'équipements de pompage et de filtration distincts. En cas d'indisponibilité (fortuite ou prévue) des équipements de pompage ou de filtration d'une file, des interconnexions permettent d'assurer, sur cette file, la permanence d'alimentation en eau filtrée, à l'amont des pompes. Une étude particulière à chaque site permet d'apprécier la nécessité de dispositions spécifiques telles que recours à deux sources froides de natures différentes, éloignement des prises d'eau ou constitution d'une réserve de secours dont la disponibilité pendant au moins trente jours devrait alors être prouvée.
- e) le circuit d'injection de sécurité qui est utilisé pour le refroidissement du coeur du réacteur dans certains cas d'accident de perte de réfrigérant primaire considérés comme plausibles est traité au point II.11.

II.11. - Refroidissement de secours du coeur du réacteur.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne le refroidissement de secours du coeur du réacteur doivent notamment viser à :

a) assurer, dans les cas d'accident de perte de réfrigérant primaire considérés comme plausibles, le refroidissement du coeur du réacteur avec une efficacité suffisante pour éviter tout risque d'endommagement des éléments combustibles qui pourrait perturber ce refroidissement et pour limiter à un taux suffisamment faible la réaction entre les gaines des éléments combustibles et l'eau ; l'enceinte de confinement doit conserver une résistance et une étanchéité suffisantes dans ces conditions et les moyens de refroidissement utilisés ne doivent pas mettre l'intégrité de la cuve du réacteur en danger,

b) obtenir une disponibilité et une fiabilité suffisantes des moyens utilisés dans tous les cas d'accident de perte de réfrigérant primaire considérés comme plausibles ; ceci suppose que des dispositions appropriées soient prises lors de la conception de ces moyens en tenant compte des possibilités de défaillance des différents composants, que ces derniers puissent faire l'objet d'un entretien et d'essais périodiques appropriés et que soient réduites les possibilités d'erreurs humaines.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

a) le circuit d'injection de sécurité assure l'injection d'eau borée dans les "branches froides" du circuit primaire,

b) le circuit d'injection de sécurité comporte quatre accumulateurs, deux pompes d'injection de sécurité sous moyenne pression et deux pompes d'injection de sécurité sous basse pression ; ces matériels (en dehors des accumulateurs) sont utilisés de façon à réaliser deux files séparées et redondantes,

c) le circuit d'injection de sécurité permet, compte tenu des conditions de fonctionnement du réacteur, d'assurer le respect des critères fixés par l'appendice K du 10 CFR 50 en vigueur aux Etats-Unis pour tous les accidents de perte de réfrigérant primaire considérés comme plausibles ayant une importance telle que la perte de fluide primaire ne peut pas être compensée par le circuit de contrôle chimique et volumétrique ; l'eau injectée dans la tuyauterie rompue est supposée perdue,

d) l'eau recueillie dans les puisards de l'enceinte de confinement est utilisée en recirculation pour l'alimentation en eau du circuit d'injection de sécurité,

e) le circuit d'injection de sécurité est totalement séparé du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt.

II.12. - Alimentation en énergie électrique des auxiliaires importants pour la sûreté.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne l'alimentation en énergie électrique des auxiliaires importants pour la sûreté doivent notamment viser à :

a) très généralement, assurer cette alimentation en énergie électrique avec une fiabilité suffisante pour que la défaillance des moyens mis en place ne puisse pas être à l'origine de conséquences inacceptables dans toutes les situations considérées comme plausibles,

b) plus particulièrement, assurer une indépendance et une redondance suffisantes des sources d'alimentation en énergie électrique et des systèmes de distribution ainsi qu'une protection suffisante de ces matériels à l'égard des risques d'agression considérés comme plausibles,

c) permettre des essais périodiques appropriés des différents matériels (relais, jeux de barres, diesels...) et des séquences de changement de source d'alimentation sans qu'il en résulte une diminution inacceptable de la fiabilité des moyens mis en place.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

a) l'alimentation en énergie électrique des auxiliaires importants pour la sûreté est réalisée par l'utilisation de sources externes (constituées à partir du réseau de transport d'énergie électrique) et de sources internes (constituées par des groupes électrogènes à moteur diesel), ces dernières étant utilisées en cas de défaillance des sources externes,

b) l'alimentation en énergie électrique des auxiliaires importants pour la sûreté comporte deux sources externes et deux sources internes,

c) les liaisons de chaque tranche avec le réseau de transport d'énergie électrique comprennent une liaison principale et une liaison auxiliaire :

- la liaison principale est constituée par la ligne d'évacuation sous tension de 400 kV de l'énergie électrique produite par la tranche concernée ; l'alimentation électrique normale des auxiliaires importants pour la sûreté de cette tranche se fait par soutirage sur cette ligne entre deux organes de coupure (disjoncteur de ligne et disjoncteur de groupe);

- la liaison auxiliaire qui alimente les auxiliaires importants pour la sûreté en cas de défaillance de la liaison principale varie selon les sites ; selon les cas, le raccordement se fera au poste d'évacuation de l'énergie électrique produite par la centrale sous tension de 400 kV ou à un poste distinct, sous tension de 225 kV, interconnecté avec le poste précité d'évacuation de l'énergie électrique produite par la centrale,

d) chaque groupe électrogène à moteur diesel est affecté à l'une des deux voies électriques de sauvegarde de la tranche concernée ; il n'y a ni point commun entre les deux voies d'une même tranche ni liaison électrique directe entre deux tranches,

e) les groupes électrogènes à moteur diesel sont protégés à l'égard des risques d'agression d'origine externe considérées comme plausibles. De plus, deux systèmes de lancement entièrement indépendants sont prévus pour démarrer chaque groupe électrogène et le bon fonctionnement de chacun de ces deux systèmes peut être vérifié séparément.

f) des dispositions appropriées sont prises pour qu'une défaillance des alimentations électriques tant externes qu'internes, d'une durée de l'ordre d'une vingtaine d'heures, n'ait pas de conséquences inacceptables pour la sûreté de l'installation, aucune autre défaillance indépendante n'étant toutefois postulée sur celle-ci.

II.13. - Locaux électriques et moyens de repli.

A. Les dispositions prises pour ce qui concerne les locaux électriques et les moyens de repli doivent notamment viser à :

a) assurer une séparation (géographique ou physique) suffisante des voies et composants redondants importants pour la sûreté de façon à réduire les risques de défaillance simultanée de ces voies ou composants,

b) assurer le bon comportement des matériels électriques importants pour la sûreté dans les conditions d'environnement auxquels ils peuvent être soumis dans toutes les situations considérées comme plausibles où ils sont sollicités,

c) permettre des essais périodiques appropriés des matériels électriques importants pour la sûreté,

d) pour ce qui concerne plus particulièrement les moyens de repli, assurer une efficacité et une fiabilité suffisantes de ces dispositifs dans toutes les situations considérées comme plausibles où ils doivent être utilisés et faire en sorte que leur existence n'altère pas la fiabilité des moyens normaux de conduite et ne risque pas d'empêcher la réalisation de fonctions de protection.

B. Les dispositions suivantes, proposées par Electricité de France à cet égard, sont dans leur principe acceptables :

a) il est procédé à un certain regroupement des matériels électriques dans les locaux spécialisés,

b) tous les matériels électriques nécessaires au fonctionnement des circuits de sauvegarde sont redondants, séparés physiquement et installés dans des locaux différents ; des murs ou portes coupe-feu existent en particulier entre les voies et composants redondants qui sont ainsi aménagés en secteurs de feu indépendants,

c) des dispositions appropriées sont prises pour réduire autant que possible la probabilité d'une indisponibilité des moyens de conduite normaux ; en particulier, la salle de conduite est protégée à l'égard des risques d'agressions d'origine externe,

d) des moyens de repli redondants et séparés physiquement sont implantés au niveau des équipements électriques 380 V ; ils permettent de réaliser l'arrêt à chaud du réacteur puis l'arrêt à froid de ce réacteur (avec l'aide de commandes manuelles locales) et d'assurer la reprise de l'alimentation électrique des auxiliaires importants pour la sûreté par les diesels.