



**Avis n° 2007-AV- 0016 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 février 2007
relatif au projet de décret autorisant la création de l'installation nucléaire
de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire
de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)**

Après avoir pris connaissance du rapport définitif de ses services ASN/DCN/n°0080-2007 du 16 février 2007 qui présente la synthèse de l'examen technique relatif à l'INB Flamanville 3 réalisé à ce jour et qui conclut, sur la base des informations disponibles à cette date :

- qu'aucun point remettant en cause le respect des objectifs généraux de sûreté définis en 1993 n'a été identifié ;
- que la prise en compte de l'expérience acquise en matière de sûreté sur les réacteurs actuellement en exploitation est satisfaisante ;
- que les évolutions introduites par rapport à la conception des réacteurs actuellement en exploitation en réponse à des préoccupations industrielles sont acceptables du point de vue de la sûreté ;
- qu'il n'y a pas lieu de remettre en cause les grands choix de conception des gros composants des circuits primaires et secondaires principaux ;
- qu'aucun risque industriel non radiologique significatif pour les populations et l'environnement n'a été identifié ;

Après avoir examiné, en application de l'article 29 de la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, le projet de décret autorisant la création d'un réacteur nucléaire de type EPR sur le site de Flamanville ;

Après avoir relevé que l'INB Flamanville 3 a bénéficié d'un examen beaucoup plus large et plus approfondi que précédemment réalisé sur les réacteurs électronucléaires français au stade du rapport préliminaire de sûreté et que des experts de plusieurs pays européens ont contribué à cet examen ;

L'Autorité de sûreté nucléaire donne un avis favorable au projet de décret autorisant la création de l'INB Flamanville 3, dans sa rédaction annexée au présent avis.

A l'instar des décrets autorisant la création des réacteurs nucléaires existants ce projet de décret ne fixe pas la durée de vie de l'INB Flamanville 3. L'Autorité de sûreté nucléaire sera amenée, en dehors du cas de risques graves conduisant à la suspension du fonctionnement de l'installation, à prendre position sur l'aptitude de cette installation à la poursuite de son exploitation à l'occasion des réexamens de sûreté dont la périodicité est fixée par la loi à dix ans.

Fait à Paris, le 16 février 2007.

Le collège de l'Autorité de sûreté nucléaire,

André-Claude LACOSTE

Marie-Pierre COMETS

François BARTHELEMY

Michel BOURGUIGNON

Marc SANSON



**PROJET DE DECRET AYANT FAIT L'OBJET D'UN AVIS FAVORABLE DE L'ASN PAR
L'AVIS N° 2007-AV-0016 DU 16 FEVRIER 2007**

autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche).

Le Premier ministre,

Sur le rapport du ministre de l'économie, des finances et de l'industrie et de la ministre de l'écologie et du développement durable,

Vu le code de l'environnement, notamment le titre premier et le titre IV du livre cinquième ;

Vu le code de la santé publique, notamment le chapitre III du titre III du livre III ;

Vu le code du travail, notamment le titre III du livre deuxième ;

Vu la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, notamment son article 29 ;

Vu la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs ;

Vu le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963 modifié relatif aux installations nucléaires ;

Vu le décret n°95-540 du 4 mai 1995 modifié relatif aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des installations nucléaires de base ;

Vu l'arrêté du 10 août 1984 relatif à la qualité de la conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base ;

Vu l'arrêté du 31 décembre 1999 modifié fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des installations nucléaires de base ;

Vu la demande présentée le 9 mai 2006 par Electricité de France et les dossiers joints à cette demande ;

Vu le compte rendu et le bilan du débat public organisé du 19 octobre 2005 au 18 février 2006 ;

Vu les résultats de l'enquête publique réalisée du 15 juin 2006 au 31 juillet 2006 ;

Vu l'avis de la commission interministérielle des installations nucléaires de base du 8 décembre 2006 ;

Vu l'avis de l'Autorité de sûreté nucléaire du 16 février 2007 ;

Vu l'avis conforme du ministre chargé de la santé du xx xxxx xxxx ;

Décète :



Article 1^{er}

Electricité de France est autorisée, dans les conditions fixées par le présent décret, à créer sur le territoire de la commune de Flamanville (département de la Manche) une installation nucléaire de base, comportant un réacteur nucléaire de type à eau pressurisée dimensionné pour une puissance thermique de 4500MW et destinée à la production d'électricité.

Le périmètre de cette installation nucléaire de base est délimité par le plan annexé au présent décret¹.

Article 2

I LES CARACTERISTIQUES DE LA CHAUDIERE NUCLEAIRE

I.1 La puissance thermique de fonctionnement

Dans la limite de la puissance thermique de dimensionnement mentionnée à l'article 1er, l'Autorité de sûreté nucléaire fixe par décision la puissance thermique maximale de fonctionnement de la chaudière nucléaire, notamment au vu des résultats des essais de démarrage du réacteur.

I.2 Le combustible nucléaire

La chaudière nucléaire est conçue de manière à pouvoir utiliser du combustible dont la matière fissile est constituée soit d'oxyde d'uranium faiblement enrichi en uranium 235, soit d'un mélange d'oxyde d'uranium et d'oxyde de plutonium.

II LA PREVENTION DES ACCIDENTS

Le réacteur doit être conçu, construit et exploité de manière à empêcher la survenue des situations suivantes :

II.1 La rupture des composants du circuit primaire et de certaines tuyauteries sous pression

Des dispositions sont prises pour garantir, tout au long de la vie de l'installation, l'intégrité :

- de la cuve du réacteur, de l'enveloppe des générateurs de vapeur ainsi que du pressuriseur et des volutes des pompes principales du circuit primaire ;
- des tuyauteries primaires et secondaires principales pour lesquelles la survenue d'une rupture circonférentielle doublement débattue n'est pas retenue dans les conditions de fonctionnement de référence étudiées dans le rapport de sûreté.

Ces dispositions doivent couvrir l'ensemble des aspects suivants :

- la qualité de la conception et la vérification associée ;
- la qualité de la fabrication et les contrôles associés ;
- le suivi en service devant rendre hautement improbables non seulement l'apparition d'altérations de l'équipement remettant en cause la prévention des différents modes d'endommagement mais aussi l'absence de détection à temps de ces altérations si elles survenaient néanmoins.

¹ Ce plan peut être consulté :

- 1) à l'Autorité de sûreté nucléaire : 6 place du colonel Bourgoïn, 75572 Paris Cedex 12 ou CITIS – Le Pentacle – Avenue de Tsukuba – 14209 Hérouville-Saint-Clair cedex
- 2) à la préfecture de la Manche : place de la préfecture – 50009 Saint-Lô cedex



II.2 Les accidents avec fusion du cœur pouvant conduire à des rejets radioactifs précoces importants

Les accidents avec fusion du cœur pouvant conduire à des rejets précoces importants font l'objet de mesures de prévention, reposant sur des dispositions de conception complétées si nécessaire par des dispositions d'exploitation, dont la performance et la fiabilité doivent permettre de considérer ce type de situation comme exclu.

Les situations accidentelles identifiées à ce jour sont :

- les situations de fusion du cœur survenant alors que le circuit primaire est à haute pression ;
- les situations de fusion du cœur dans la piscine de désactivation du combustible usé ;
- les accidents de réactivité résultant d'une introduction rapide dans le circuit primaire d'eau froide ou d'eau insuffisamment riche en absorbant neutronique soluble ;
- les situations de fusion du cœur avec contournement du confinement soit via les générateurs de vapeur ou les circuits connectés au circuit primaire qui sortent de l'enceinte de confinement, soit lors de l'ouverture de l'enceinte de confinement pendant les états d'arrêt ;
- les détonations globales d'hydrogène ainsi que les explosions de vapeur en cuve et hors cuve susceptibles de porter atteinte à l'intégrité de l'enceinte de confinement.

III LES FONCTIONS FONDAMENTALES DE SURETE

III.1 La maîtrise de la réactivité

III.1.1 Dans la cuve du réacteur

III.1.1.1 La surveillance de la réaction nucléaire

Tant qu'un assemblage de combustible est présent dans la cuve, la concentration de l'eau du circuit primaire en absorbant neutronique soluble est surveillée en permanence.

Dès lors que le combustible nécessaire au fonctionnement normal du réacteur est chargé dans la cuve, la réaction nucléaire est surveillée en permanence. Les moyens de mesure en place permettent d'effectuer cette surveillance au delà de la puissance thermique de dimensionnement du réacteur.

Ces moyens de mesure et l'intensité des sources de comptage associées sont choisis et maintenus à un niveau de performances tel que l'exploitant n'ait jamais à faire démarrer la circulation de l'eau du circuit primaire principal ni à entreprendre la diminution de la concentration de cette eau en absorbant neutronique soluble sans disposer d'une mesure significative du flux neutronique.

Le suivi de la distribution de puissance dans le cœur est assuré par différents systèmes de mesure neutronique répartis dans et en dehors du cœur.

III.1.1.2 Les moyens de contrôle de la réactivité

A n'importe quel niveau de puissance, lorsque le cœur est critique, le bilan des contre-réactions neutroniques doit assurer un comportement intrinsèquement stable en cas d'excursion de puissance.

En particulier :

- le coefficient de température du combustible doit être négatif par conception ;
- le coefficient de vide du réfrigérant primaire doit être négatif par conception ;



- le coefficient de température du modérateur doit être négatif depuis les conditions de puissance nulle à chaud jusqu'aux conditions de fonctionnement nominal ; après chaque chargement du réacteur en combustible nucléaire, ce point est systématiquement vérifié lors des essais physiques de redémarrage et, le cas échéant, un nombre limité de grappes de commande peut être inséré temporairement dans le cœur afin de satisfaire à ce critère en début de cycle.

La réactivité du cœur est contrôlée par deux moyens indépendants, comportant l'un un absorbant neutronique inclus dans les grappes de commandes et l'autre un absorbant neutronique soluble dans l'eau de refroidissement du cœur, étant entendu que l'un au moins de ces moyens est capable de maintenir l'arrêt sous-critique du réacteur.

Les éventuelles déformations des assemblages de combustible en fonctionnement normal ou à la suite d'un transitoire, d'un incident ou d'un accident de référence ne doivent pas empêcher la chute, dans les délais requis, des grappes de commande permettant l'arrêt du réacteur.

Outre le système utilisé en fonctionnement normal pour réguler la concentration en absorbant neutronique de l'eau du circuit primaire, la fonction de contrôle de la réactivité est assurée, sans solliciter l'ouverture des soupapes de sûreté du pressuriseur du circuit primaire principal, par un autre système d'injection d'absorbant neutronique composés de deux sous-systèmes capables chacun d'assurer l'arrêt du réacteur à la suite d'un transitoire, incident ou accident de référence autre qu'une perte de réfrigérant primaire.

III.1.1.3 La protection du réacteur

En cas d'évolution anormale des paramètres physiques liés à la réactivité, des dispositifs automatiques permettent l'arrêt du réacteur, notamment en cas de dépassement significatif de la puissance thermique maximale de fonctionnement du réacteur.

III.1.2 Dans le râtelier d'entreposage du combustible sous eau

La conception du râtelier d'entreposage sous eau des assemblages de combustible doit permettre d'exclure tout risque de criticité, non seulement dans les conditions normales d'entreposage, mais également dans le cas d'une concentration nulle de l'eau de la piscine en absorbant neutronique dissous.

III.2 Le refroidissement du combustible nucléaire

III.2.1 Dans la cuve du réacteur

III.2.1.1 Le refroidissement en situation normale

Des systèmes de refroidissement permettent, pour toutes les situations normales d'exploitation, d'assurer en permanence l'évacuation de la puissance thermique des assemblages de combustible en garantissant, avec des marges suffisantes, l'intégrité de ces assemblages.

Lorsque les pompes primaires sont en fonctionnement, le débit de circulation de l'eau dans le circuit primaire doit assurer une évacuation satisfaisante de la chaleur produite au sein des assemblages de combustible sans que la force exercée par la circulation de l'eau porte atteinte au maintien en position ou à l'intégrité des assemblages de combustible dans le cœur.

Les situations nécessitant par conception un abaissement du niveau d'eau dans le circuit primaire au cours des états d'arrêt où le cœur est dans la cuve doivent être définies et justifiées, de même que les dispositions mises en oeuvre pour faire face aux risques associés, incluant les marges de conception, l'instrumentation et les procédures adéquates.



III.2.1.2 La surveillance du refroidissement

Tant qu'un assemblage de combustible est présent dans la cuve, l'inventaire en eau du circuit primaire et l'efficacité du refroidissement du combustible sont surveillés en permanence.

III.2.1.3 La protection du réacteur et les systèmes de refroidissement de secours

Des dispositifs automatiques provoquent l'arrêt du réacteur en cas d'évolution anormale des paramètres physiques relatifs à l'inventaire en eau ou à l'efficacité du refroidissement du cœur.

Des systèmes de refroidissement de secours du cœur doivent permettre, pour tout incident ou accident de référence ainsi que pour les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples considérées dans le rapport de sûreté, d'assurer un inventaire en eau suffisant dans le circuit primaire et d'évacuer la puissance résiduelle du cœur.

Bien que des dispositions soient prises pour empêcher la survenue d'une rupture circonférentielle doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale, un des systèmes de refroidissement de secours doit pouvoir assurer ses fonctions pour une brèche ayant un débit massique de perte en eau équivalant à celui résultant d'une telle rupture.

Par ailleurs, un système de secours de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur doit permettre :

- pour tout transitoire de référence, d'assurer le refroidissement du circuit primaire puis l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur ;
- pour tout incident ou accident de référence ainsi que pour les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples sans perte totale du refroidissement par le circuit secondaire, d'assurer le refroidissement du circuit primaire jusqu'aux conditions de fonctionnement d'un système de refroidissement de secours du cœur.

III.2.2 Dans le râtelier d'entreposage du combustible sous eau

III.2.2.1 La surveillance du refroidissement

Tout au long de l'exploitation du râtelier d'entreposage du combustible sous eau, une surveillance de l'inventaire en eau de la piscine du râtelier et de l'efficacité de son refroidissement est assurée en permanence.

III.2.2.2 Les moyens de refroidissement

Des systèmes réalisant les fonctions de gestion de l'inventaire en eau de la piscine du râtelier et de son refroidissement permettent d'assurer que la puissance résiduelle du combustible qui y est entreposé est en permanence évacuée.

Les systèmes de refroidissement disposent d'une capacité d'échange dimensionnée pour permettre d'évacuer en permanence la puissance résiduelle du combustible entreposé en maintenant la température de l'eau de la piscine du râtelier sous son point d'ébullition. Ils doivent être également conçus pour pouvoir démarrer et fonctionner en situation d'ébullition de l'eau de la piscine du râtelier.

Toute fuite ou brèche survenant sur un circuit susceptible de véhiculer de l'eau de la piscine du râtelier :

- soit est considérée comme exclue par un ensemble de dispositions couvrant les mêmes aspects que ceux mentionnés au II.1 du présent article ;
- soit ne doit pas conduire à un découvrément direct des assemblages de combustible en cours de manutention ou entreposés dans le râtelier.



Pour les assemblages entreposés, cette absence de découvrément doit être obtenue même en l'absence de toute action d'isolement.

Dans les situations de vidange partielle accidentelle rendant inopérante l'aspiration de l'eau de la piscine du râtelier par les systèmes de refroidissement, un système de secours d'appoint en eau doit permettre :

- d'éviter le découvrément différé par ébullition des assemblages de combustible entreposés dans le râtelier ;
- de restituer un niveau d'eau suffisant pour remettre en service un système de refroidissement.

III.3 Le confinement des substances radioactives

III.3.1 Le confinement assuré par le gainage des crayons de combustible

Une surveillance du confinement de la matière radioactive du combustible nucléaire par le gainage des crayons de combustible est mise en œuvre. Cette surveillance est adaptée aux différentes phases d'entreposage, de manutention et d'exploitation des assemblages de combustible sur le site.

Seuls des assemblages combustibles dont le gainage a été conçu et réalisé de manière à être intègre dans les conditions de fonctionnement normal et lors des transitoires incidentels les plus probables peuvent être chargés dans le réacteur nucléaire.

Les conditions d'entreposage des assemblages de combustible dans la piscine de désactivation doivent assurer la prévention et la protection des gaines des crayons de combustible contre tout risque d'endommagement.

III.3.2 Le confinement assuré par le circuit primaire

A partir du moment où le circuit primaire est fermé, son activité et ses fuites sont surveillées en permanence et un bilan de ces dernières est réalisé périodiquement.

Pour les situations d'exploitation où l'évacuation de la chaleur du circuit primaire est assurée par les générateurs de vapeur, une instrumentation adaptée permet plus particulièrement de surveiller en continu le maintien de l'intégrité du circuit primaire au niveau du faisceau tubulaire de chaque générateur de vapeur.

Afin de réduire le risque de rejets en eau du circuit primaire dans l'environnement en cas de rupture d'un ou de plusieurs tubes de générateurs de vapeur, la pression de refoulement du système de refroidissement de secours assurant l'injection d'eau dans le circuit primaire dans ces situations est inférieure au point de consigne d'ouverture des soupapes de protection du circuit secondaire.

III.3.3 Le confinement assuré par les bâtiments

La cuve du réacteur est placée dans une enceinte de confinement comprenant :

- une paroi interne en béton précontraint revêtue sur sa face intérieure d'une peau d'étanchéité ;
- un espace annulaire maintenu à une pression inférieure à la pression extérieure ;
- une paroi externe de protection en béton armé.

La paroi interne de l'enceinte de confinement est conçue et réalisée pour faire face en particulier aux conditions de température et de pression qui résulteraient de la rupture complète d'une tuyauterie primaire principale. Elle est par ailleurs conçue et réalisée de telle manière que son étanchéité est assurée :

- sans nécessiter à court terme d'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte, y compris après un accident avec fusion du cœur ;
- en cas de déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans l'enceinte de confinement au cours d'un accident de fusion du cœur à basse pression.



Toute fuite de la paroi interne de l'enceinte de confinement est collectée et filtrée avant rejet dans l'environnement. L'activité de ces rejets collectés et filtrés fait l'objet d'une surveillance permanente et d'une comptabilisation.

A l'exception des traversées des lignes d'eau et de vapeur du circuit secondaire principal, les traversées et les ouvertures de l'enceinte de confinement conduisent à des bâtiments périphériques présentant des capacités de confinement adéquates.

Les traversées de l'enceinte de confinement véhiculant des fluides disposent d'organes d'isolement permettant de limiter le relâchement de radioactivité dans les bâtiments périphériques. Exceptés ceux qui sont placés sur des systèmes requis pour la gestion accidentelle des accidents, ces organes d'isolement soit permettent d'assurer une fonction de fermeture automatique en cas d'accident, soit sont en position fermée tant que du combustible nucléaire est présent dans la cuve.

Afin d'éviter la traversée du radier de l'enceinte de confinement en cas d'accident avec fusion du cœur, un dispositif permettant la récupération et le refroidissement sur le long terme de la matière radioactive fondue provenant du réacteur nucléaire est mis en place.

L'exploitant doit, tout au long de la vie de l'installation, veiller à la fiabilité des organes actifs et à la performance globale des dispositifs de confinement qui permettent :

- en cas de situation d'accident sans fusion du cœur, d'éviter la mise en place de mesures de protection de la population vivant dans le voisinage de la centrale ;
- en cas de situation d'accident avec fusion du cœur à basse pression, de n'avoir recours qu'à des mesures de protection de la population très limitées en étendue et en durée.

A cette fin, l'étanchéité de chacune des parois de l'enceinte de confinement et de leurs traversées est testée avant le premier chargement du combustible dans la cuve du réacteur, puis contrôlée périodiquement. Les contrôles de l'étanchéité de la paroi interne sont notamment effectués au moyen d'essais réalisés à la pression de dimensionnement.

Le bâtiment qui abrite le râtelier d'entreposage sous eau du combustible dispose :

- de systèmes de ventilation assurant son confinement dynamique en condition d'exploitation normale et en cas d'accident de manutention d'un assemblage de combustible ;
- d'un dispositif permettant de détecter les fuites issues d'une perte éventuelle d'étanchéité du cuvelage de la piscine du râtelier.

Ce bâtiment est par ailleurs conçu pour collecter les fuites éventuelles de la piscine du râtelier et des tuyauteries connectées à cette piscine.

IV LA PROTECTION DE L'INSTALLATION CONTRE LES RISQUES D'ORIGINE INTERNE OU INDUITS PAR SON ENVIRONNEMENT

IV.1 Les risques d'origine interne

Les systèmes de sûreté qui sont situés en dehors de l'enceinte de confinement sont répartis dans des divisions conçues de telle sorte que la perte totale d'une division à la suite d'un événement interne, notamment un incendie ou une inondation, n'empêche pas que soient assurées les trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III, en postulant une défaillance unique sur les systèmes des autres divisions en cohérence avec les règles de la démonstration de sûreté appliquée aux transitoires, incidents et accidents de référence.



IV.2 Les risques induits par l'environnement de l'installation

La conception de l'installation est telle que les défaillances d'équipements et les dommages aux structures susceptibles de résulter soit d'événements naturels, soit d'événements liés à une activité humaine externe à l'installation, soit de combinaisons vraisemblables de ces événements, n'empêchent pas l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III.

Au-delà des cas de charge retenus à la conception, les risques induits par l'environnement de l'installation ne doivent pas représenter, à la mise en service de l'installation, une part prépondérante du risque de fusion du cœur, notamment du fait de marges de dimensionnement.

L'exploitant se tient informé de tout projet entraînant une modification de l'environnement de son installation par rapport à la description du dossier joint à la demande d'autorisation de création susvisée et ayant ou pouvant avoir des conséquences sur le respect des dispositions du présent décret. Il informe l'Autorité de sûreté nucléaire de ces projets dans les plus brefs délais et en précise les conséquences identifiées compte tenu des situations normales et accidentelles prévisibles.

IV.2.1 Le risque de chute accidentelle d'un aéronef

La capacité de l'installation à assurer les trois fonctions fondamentales de sûreté en cas de chute accidentelle d'aéronef est assurée soit par séparation géographique de systèmes redondants soit par la protection physique de bâtiments contre les effets directs et indirects de l'impact résultant de la chute accidentelle d'un aéronef.

Les bâtiments pouvant contenir du combustible nucléaire, deux divisions abritant des systèmes redondants permettant d'assurer l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III, la salle de commande principale et la station de repli du réacteur sont protégés physiquement par une paroi externe en béton armé.

Les cas de charge à retenir pour la conception de cette paroi sont définis en considérant, d'une part, le trafic de l'aviation générale et son évolution prévisible et, d'autre part, par convention, la chute accidentelle d'un avion militaire.

IV.2.2 Le séisme

L'exploitant identifie de manière exhaustive les équipements non nécessaires à l'accomplissement des fonctions fondamentales de sûreté visées au III qui, en cas de séisme jusqu'au niveau retenu pour la conception, risqueraient d'entraîner la défaillance d'équipements quant à eux nécessaires. En fonction des risques d'agression identifiés, des mesures sont prises soit pour prévenir ces risques, soit pour assurer la protection des équipements nécessaires.

Pour faire face à la possibilité d'une perte de longue durée des sources électriques externes, toutes les sources électriques de secours doivent être dimensionnées et qualifiées au niveau de séisme retenu pour la conception.

IV.3 Le risque d'indisponibilité de la salle de commande principale

Des dispositions relatives à la protection de la salle de commande principale et à son habitabilité visent à limiter autant que possible son indisponibilité du fait d'événements d'origine interne ou induits par l'environnement de l'installation.

Pour les situations où la salle de commande principale est susceptible d'être indisponible, une station de repli accessible, opérationnelle et habitable permet d'assurer :

- l'arrêt du réacteur ;
- le maintien et la surveillance des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III.



V LA QUALIFICATION DES MATERIELS PARTICIPANT A LA DEMONSTRATION DE SURETE

La démonstration doit être apportée que les matériels installés dans l'installation respectent les exigences fonctionnelles qui leur sont affectées en relation avec leurs rôles dans la démonstration de sûreté, dans les conditions d'environnement associées aux situations pour lesquelles ils sont requis.

Bien que des dispositions soient prises pour empêcher la survenue d'une rupture circonférentielle doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale, la qualification des équipements situés à l'intérieur de l'enceinte de confinement et participant à la démonstration de sûreté doit prendre en compte les conditions résultant d'une telle rupture.

Des dispositions d'études, d'essais, de contrôle et de maintenance sont définies et mises en oeuvre en vue d'assurer la pérennité de la qualification des matériels aux situations accidentelles.

VI LA MAITRISE DE L'IMPACT DE L'EXPLOITATION DE L'INSTALLATION SUR LES POPULATIONS ET L'ENVIRONNEMENT

VI.1 Les prélèvements d'eau et les rejets

Toute disposition est prise dans la conception et l'exploitation de l'installation, en particulier par l'utilisation des meilleures technologies industrielles disponibles à un coût économiquement acceptable, pour limiter les prélèvements d'eau douce et l'impact des rejets sur les populations et l'environnement.

L'exploitant assure la réalisation périodique de contrôles de l'environnement.

VI.2 Les déchets

Toute disposition est prise dans la conception et l'exploitation de l'installation, en particulier par l'utilisation des meilleures technologies industrielles disponibles à un coût économiquement acceptable, pour limiter le volume et l'activité des déchets radioactifs produits.

Aucun stockage définitif de déchets radioactifs n'est autorisé à l'intérieur du périmètre délimité par le plan annexé au présent décret.

VII L'INFORMATION TECHNIQUE DE L'INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE

Une liaison fiable et sécurisée permet, dès lors que le plan d'urgence interne de l'installation est déclenché, de transmettre en continu à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) des informations directement extraites de la supervision du contrôle-commande, concernant l'état de l'installation, la nature et le niveau des rejets éventuels dans l'environnement.

Les informations ainsi transmises doivent permettre à l'IRSN d'établir son propre diagnostic de la situation pour le compte des pouvoirs publics, notamment de l'Autorité de sûreté nucléaire.

Article 3

I. L'introduction dans le périmètre de l'installation du combustible nucléaire destiné au premier chargement du réacteur est soumise à l'autorisation de l'Autorité de sûreté nucléaire.



A cet effet, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard six mois avant la date prévue pour l'introduction du combustible nucléaire dans le périmètre de l'installation, un dossier comprenant les éléments des documents mentionnés au II pertinents pour cette opération, sauf s'ils ont déjà été transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire en vue de l'opération de chargement visée au II.

II. Le délai pour réaliser le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur est fixé à dix ans à compter de la publication du présent décret au Journal officiel de la République française. Ce délai constitue le délai de mise en service mentionné au I de l'article 29 de la loi du 13 juin 2006 susvisée.

En vue d'obtenir l'autorisation de l'opération visée à l'alinéa précédent, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard douze mois avant la date prévue pour le premier chargement en combustible nucléaire du réacteur, outre les autres documents requis par les dispositions réglementaires applicables aux installations nucléaires de base :

- un rapport de sûreté comportant les mises à jour du rapport préliminaire de sûreté ;
- les règles générales d'exploitation que l'exploitant prévoit de mettre en œuvre pour la protection des intérêts mentionnés au I de l'article 28 de la loi du 13 juin 2006 ;
- un plan d'urgence interne.

Article 4

L'Autorité de sûreté nucléaire est informée des modifications de l'installation ou des conditions d'exploitation dans les cas et selon les modalités définis dans la loi du 13 juin 2006 susvisée et les textes réglementaires pris pour son application.

Ces modifications, lorsqu'elles n'exigent pas l'intervention d'une nouvelle autorisation prise en application du II de l'article 29 de la même loi, pourront être soumises à l'accord préalable de l'Autorité de sûreté nucléaire dans les cas et selon les modalités définis par la même loi et les textes réglementaires pris pour son application.

Article 5

La mise à l'arrêt définitif et le démantèlement de l'installation sont subordonnés à une autorisation préalable. La demande d'autorisation comporte les éléments figurant au V de l'article 29 de la loi du 13 juin 2006 susvisée et dans les textes réglementaires pris pour son application.

Article 6

Le présent décret vaut autorisation, au titre de l'article L. 1333-4 du code de la santé publique, d'importation, exportation et détention des sources radioactives et des appareils émettant des rayonnements ionisants nécessaires au fonctionnement de l'installation.

Article 7

Le ministre de l'économie, des finances et de l'industrie, la ministre de l'écologie et du développement durable et le ministre délégué à l'industrie sont chargés, chacun en ce qui le concerne, de l'exécution du présent décret, qui sera publié au *Journal officiel* de la République française.