

Projet de décret, ayant fait l'objet d'un avis favorable de l'ASN par l'avis n° 2009-AV-0070 du 21 avril 2009, autorisant le Commissariat à l'énergie atomique à créer une installation nucléaire de base dénommée Réacteur Jules Horowitz sur le site de Cadarache, sur la commune de Saint-Paul-lez-Durance (Bouches-du-Rhône)

Le Premier ministre,

Sur le rapport du ministre d'Etat, ministre de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de l'aménagement du territoire ;

Vu le code de l'environnement, notamment le titre I^{er} et le titre IV du livre V ;

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 II ;

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 le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives, notamment son article 70 ;

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 27 mars 2006 par le Commissariat à l'énergie atomique et le dossier joint à cette demande, complété et modifié le 12 octobre 2006 ;

Vu les résultats de l'enquête publique réalisée du 20 novembre au 21 décembre 2006 ;

Vu l'avis de la commission consultative des installations nucléaires de base en date du 16 mars 2009 ;

Vu l'avis de la commission des communautés européennes en date du 22 décembre 2008;

Vu l'avis de l'Autorité de sûreté nucléaire en date du 21 avril 2009,

DÉCRÈTE :

Art. 1^{er}. -

I. - Le Commissariat à l'énergie atomique, ci-après désigné « l'exploitant », est autorisé à créer sur le site de Cadarache, sur le territoire de Saint-Paul-lez-Durance (Bouches-du-Rhône), une installation nucléaire de base, dénommée « Réacteur Jules Horowitz », (ci-après désignée « l'installation »), dans les conditions définies par la demande susvisée et le dossier joint à cette demande, dans les conditions prévues par le présent décret.

L'installation a pour objet la réalisation :

- d'expériences d'irradiation sur des équipements et des échantillons de matériaux et combustibles ;
- d'applications, à partir de la source de neutrons que constitue le cœur du réacteur, dirigées vers l'industrie, la médecine ou la recherche.

II. - L'installation comprend les bâtiments et équipements situés dans le périmètre délimité sur le plan annexé au présent décret (1).

L'installation est constituée :

- d'une unité nucléaire constituée du bâtiment réacteur et du bâtiment des annexes nucléaires ;
- de bâtiments nucléaires associés ;
- de bâtiments des moyens supports, non nucléaires.

Le bâtiment réacteur accueille un réacteur d'expérimentation et les systèmes dont la proximité est requise pour son exploitation. Il accueille également des installations nécessaires à l'exploitation des expériences dans leur phase d'irradiation ou dont la proximité au réacteur est nécessaire du point de vue du procédé.

Le bâtiment des annexes nucléaires regroupe les activités expérimentales et les moyens supports à l'exploitation du réacteur pouvant être éloignés du réacteur. Il comprend notamment des piscines d'entreposage et de travail et leurs circuits associés, des cellules actives expérimentales, dites cellules chaudes, et des laboratoires.

Art. 2. -

I - Caractéristiques de l'installation

I.1. Puissance du réacteur

La puissance nucléaire nominale du réacteur est limitée à 100 MW.

I.2. Eléments combustibles

Le cœur nourricier est formé d'éléments combustibles gainés dont la matière fissile est constituée d'uranium enrichi en uranium 235. La nature du combustible utilisé est précisée dans les prescriptions édictées par l'Autorité de sûreté nucléaire.

Les éléments combustibles du cœur nourricier font l'objet d'un programme de qualification spécifique. L'utilisation de chacun des types de combustible du cœur nourricier du réacteur fait l'objet d'une autorisation de l'Autorité de sûreté nucléaire.

I.3. Bloc pile

Le cœur du réacteur est contenu dans un caisson dit caisson principal, raccordé au circuit primaire, immergé en piscine et obturé en partie supérieure par un couvercle amovible supportant des dispositifs expérimentaux irradiés en cœur.

Un réflecteur est situé en périphérie du cœur à l'extérieur du caisson principal et permet d'accueillir des dispositifs expérimentaux.

I.4. Dispositifs expérimentaux et expériences

La mise en œuvre dans l'installation d'une expérience ou d'un dispositif expérimental se fait conformément à des procédures définies par l'Autorité de sûreté nucléaire.

Les dispositifs expérimentaux intégrés au réacteur et tous leurs éléments extérieurs qui peuvent avoir une incidence sur la sûreté doivent présenter un niveau de sûreté et de qualité équivalent, selon le risque qu'ils présentent, à celui des composants du réacteur.

II. – La prévention des accidents

L'installation doit être conçue, construite et exploitée de manière à empêcher la survenue des situations suivantes :

- la fusion à l'air du cœur du réacteur ;
- le dénoyage d'éléments combustibles irradiés entreposés ;
- la mise hors d'eau intempestive d'éléments combustibles irradiés ou de dispositifs très irradiants lors de manutentions ;
- la chute de charges lourdes sur le cœur ou sur les entreposages d'éléments combustibles irradiés ;
- la réaction explosive de métal liquide avec de l'eau en cellule chaude ;
- tout accident de criticité.

III. Les fonctions fondamentales de sûreté

III.1. La maîtrise du confinement

III.1.1. Le confinement assuré par le gainage du combustible des éléments du cœur nourricier

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

Seuls des éléments combustibles nourriciers dont le gainage a été conçu et réalisé de manière à être intègre dans les situations de fonctionnement normal et incidentelles peuvent être chargés

dans le réacteur.

Les conditions d'entreposage des éléments combustibles dans les piscines d'entreposage doivent assurer la prévention et la protection des gaines de ces éléments contre tout risque d'endommagement.

Un dispositif de mesure de la radioactivité de l'eau de refroidissement du cœur permet de déceler d'éventuelles ruptures de gaines des éléments combustibles. Les conditions d'utilisation de ce dispositif de mesure et les actions associées à engager en cas de détection sont précisées dans les prescriptions édictées par l'Autorité de sûreté nucléaire.

III.1.2. Le confinement assuré par le circuit primaire

Après fermeture du caisson principal et lorsque le réacteur est en fonctionnement, le taux de fuite du circuit primaire, par rapport à la piscine, est contrôlé.

III.1.3. Le confinement assuré par les bâtiments

L'installation est conçue, réalisée et exploitée de manière à maîtriser le risque de dissémination de substances radioactives ou toxiques.

Dans les parties de l'installation où ce risque existe, des dispositifs de ventilation assurent, en situation normale d'exploitation, par rapport à la pression atmosphérique, une cascade de dépression adaptée à la prévention de tout événement de dissémination involontaire et précisée dans les règles générales d'exploitation mentionnées au V.2 du présent article.

Le bâtiment réacteur est constitué par une enceinte en béton armé et précontraint, dénommée enceinte de confinement, à fuites contrôlées, dont le taux de fuite est précisé dans les prescriptions édictées par l'Autorité de sûreté nucléaire. Elle est conçue et réalisée de manière à assurer un confinement satisfaisant des substances radioactives libérées en cas d'accident de réactivité à caractère explosif.

Toutes les traversées du bâtiment réacteur sont concentrées dans une zone confinée située entre le bâtiment réacteur et le bâtiment des annexes nucléaires appelée zone de reprise des fuites.

Les traversées de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur véhiculant des fluides disposent d'organes d'isolement permettant de limiter le relâchement de radioactivité dans le bâtiment des annexes nucléaires.

Les conditions de fermeture, soit automatique soit manuelle, de ces organes d'isolement sont précisées dans les règles générales d'exploitation mentionnées au V.2

L'étanchéité de l'enceinte et de ses traversées est contrôlée avant la mise en service de l'installation puis périodiquement. Les modalités de ces contrôles sont précisées dans les règles générales d'exploitation mentionnées au V.2.

L'air provenant des parties ventilées de l'unité nucléaire qui présentent un risque de dissémination de substances radioactives ainsi que les fuites collectées dans la zone de reprise des fuites sont filtrés. Les dispositifs de filtration font l'objet d'une surveillance régulière précisée dans les règles générales d'exploitation mentionnées au V.2. L'activité de ces rejets

collectés et filtrés fait l'objet d'une surveillance permanente et d'une comptabilisation.

L'exploitant veille, tout au long de la vie de l'installation, à l'aptitude fonctionnelle des organes actifs ou passifs et à la performance globale des dispositifs qui participent à la maîtrise du confinement, y compris sur les systèmes de collecte et d'entreposage des effluents.

III - 2. La maîtrise du refroidissement

III.2.1. Le refroidissement du cœur et des dispositifs expérimentaux

Des systèmes de refroidissement permettent, pour toutes les situations normales d'exploitation, d'assurer en permanence l'évacuation de la puissance thermique du cœur, des dispositifs expérimentaux, des structures internes et du réflecteur.

Le débit de l'eau dans le circuit primaire assure une évacuation satisfaisante de la chaleur produite au sein des éléments combustibles et des dispositifs expérimentaux en cœur sans que la force exercée par la circulation de l'eau porte atteinte au maintien en position ou à l'intégrité des éléments combustibles, des éléments absorbants ou des dispositifs expérimentaux.

Les conditions de refroidissement du cœur du réacteur sont telles qu'il ne puisse pas apparaître de redistribution de débit dans le cœur pour des conditions de puissance et de débit correspondant aux limites de déclenchement des actions de sécurité.

Le niveau d'eau de la piscine réacteur est surveillé en permanence. Lorsque le caisson est fermé et le réacteur en fonctionnement, la pression et le débit de circulation dans le circuit primaire sont surveillés en permanence. Lorsque le caisson est ouvert, le niveau d'eau en piscine assure le remplissage en eau du caisson.

Le cuvelage de la piscine et ses traversées sont conçus, construits et exploités de façon à empêcher le dénoyage du cœur dans le cas d'un accident de réactivité à caractère explosif, d'une brèche sur un tronçon de tuyauterie primaire ou d'un séisme du niveau retenu pour la conception, précisé dans les prescriptions édictées par l'Autorité de sûreté nucléaire.

III.2.2. Le refroidissement des dispositifs expérimentaux et éléments combustibles entreposés sous eau

Les piscines d'entreposage et de travail sont conçues de manière à ce que soit assuré, dans tous les cas de fonctionnement, le maintien de l'étanchéité et que soit exclu le risque de dénoyage des éléments combustibles irradiés ou des dispositifs expérimentaux irradiés entreposés.

Des systèmes de refroidissement permettent, pour toutes les situations normales d'exploitation, d'assurer l'évacuation de la puissance résiduelle des dispositifs expérimentaux ou éléments combustibles irradiés entreposés sous eau.

Dès lors qu'un dispositif expérimental irradié ou un élément combustible irradié est entreposé en piscine, une surveillance de l'inventaire en eau de ces piscines est assurée.

III.2.3. Le refroidissement des échantillons ou éléments combustibles en cellules chaudes

Des dispositions sont prises pour s'assurer que la mise à l'air en cellules chaudes d'échantillons combustibles irradiés, de dispositifs expérimentaux ou d'éléments combustibles irradiés n'intervienne que lorsque l'évacuation de leur puissance résiduelle peut être assurée par la ventilation de ces cellules.

III.2.4. 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 permettent, pour toute situation incidentelle ou accidentelle prise en compte dans le dimensionnement, d'assurer un inventaire en eau suffisant dans le circuit primaire et d'évacuer la puissance résiduelle du cœur et des piscines.

En ultime secours, un dispositif complémentaire permettant l'évacuation de l'énergie par circulation en convection naturelle peut être mis en œuvre.

III.3. La maîtrise de la réactivité

III.3.1. Dans le caisson principal

III.3.1.1 La surveillance et les moyens de contrôle

La marge de sous-criticité à froid lorsque le réacteur est à l'arrêt, avec ou sans charge expérimentale, est supérieure ou égale à une limite précisée dans les prescriptions édictées par l'Autorité de sûreté nucléaire.

A n'importe quel niveau de puissance, lorsque le cœur est critique, le bilan des contre-réactions neutroniques assure un comportement intrinsèquement stable en cas de forte injection de réactivité.

Les variations de réactivité induites par les expériences en cœur ou à sa périphérie et par le fonctionnement des systèmes à déplacement sont compensables par les systèmes de contrôle de la réactivité.

Les vitesses de déplacement des barres de contrôle sont limitées de telle sorte que leur manœuvre normale ou incidentelle, par la suite d'erreur d'opérateur ou de défaillance de matériel, ne provoque pas d'excursion de puissance non maîtrisée par les systèmes de protection et de sécurité.

Des dispositions sont prises pour prévenir l'envol des dispositifs expérimentaux en pile, des éléments combustibles et des éléments absorbants et pour assurer leur maintien en pile dans toutes les situations de fonctionnement du réacteur.

Les exigences sur les éléments combustibles et les éléments absorbants, y compris à l'égard d'éventuelles déformations, permettent d'assurer l'arrêt du réacteur en fonctionnement normal ou à la suite d'un transitoire, d'une situation de fonctionnement incidentelle ou accidentelle, prise en compte dans le dimensionnement.

Les absorbants de contrôle de la réactivité sont conçus et qualifiés de manière à rester

opérationnels après l'occurrence d'un séisme jusqu'au niveau retenu pour la conception.

A l'arrêt et quel que soit le niveau de puissance, il est assuré une surveillance du niveau de flux neutronique et de ses variations par au moins deux chaînes indépendantes.

III.3.1.2. Les dispositions de sauvegarde et de protection

En cas d'évolution anormale des paramètres physiques liés à la réactivité, des dispositifs automatiques permettent l'arrêt du réacteur. Des actions correctives sont déclenchées en cas d'évolution anormale de la puissance ou des principaux paramètres thermodynamiques importants pour la sûreté, y compris pour ce qui concerne les dispositifs expérimentaux.

Les systèmes de protection et de sauvegarde sont conçus pour permettre la détection des évolutions des paramètres importants pour la sûreté et sont capables d'amener et de maintenir l'installation dans un état sûr dans toutes les situations prises en compte pour le dimensionnement de l'installation.

III.3.2. Dans les piscines d'entreposage et les cellules chaudes

Les piscines d'entreposage et les cellules chaudes sont conçues, réalisées et exploitées de façon à éviter toute excursion critique non contrôlée.

La conception des entreposages de matières fissiles, notamment éléments combustibles neufs ou irradiés et dispositifs expérimentaux, à sec ou sous eau, permet d'exclure tout risque de criticité.

Les opérations d'entreposage, de traitement et de transfert de matières fissiles sont préparées et réalisées de manière à prévenir le risque de criticité. Des paramètres spécifiques pour la prévention du risque de criticité, notamment la limitation des quantités de matières fissiles mises en œuvre durant ces opérations ou la géométrie adoptée, sont établis.

Des consignes appropriées sont élaborées pour les opérations réalisées en cellules chaudes.

IV. - La protection de l'installation contre les risques d'origine interne ou induits par son environnement

IV.1. - Les risques d'origine interne

IV.1.1. La maîtrise des fonctions fondamentales de sûreté en cas d'événement interne

Les systèmes de sûreté sont répartis de sorte qu'un événement interne affectant l'un d'entre eux, notamment un incendie ou une inondation, n'empêche pas que soient assurées les trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III.

IV.1.2. - La protection contre l'incendie et l'explosion

Des dispositions sont prises pour réduire les risques d'incendie d'origine interne à l'installation, pour permettre la détection rapide des départs de feu et l'alerte, pour empêcher l'extension des incendies et pour assurer leur extinction.

Des dispositions sont prises pour protéger l'installation contre les risques d'explosion d'origine interne.

Les chemins d'évacuation sont définis et dégagés. Leur emplacement est porté à la connaissance de l'ensemble des personnels présents sur l'installation.

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.

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 un dimensionnement approprié des bâtiments contre les effets directs et indirects de l'impact résultant de la chute accidentelle d'un aéronef.

Les cas de charge à retenir pour la conception de ces bâtiments sont définis en considérant le trafic de l'aviation générale et son évolution prévisible.

IV.2.2. Le séisme

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

L'exploitant prend les dispositions nécessaires pour garantir l'alimentation électrique de l'installation permettant d'assurer la maîtrise des trois fonctions fondamentales de sûreté visées au III en cas d'une perte de longue durée des sources électriques externes en cas de séisme du niveau de celui retenu à la conception.

IV.3. La gestion de l'indisponibilité de la salle de conduite principale de l'installation

Des dispositions relatives à la protection des salles de conduite et à leur habitabilité visent à limiter autant que possible leurs indisponibilités du fait d'événements d'origine interne ou induits par l'environnement de l'installation.

Pour les situations où la salle de conduite principale est susceptible d'être indisponible, un poste de repli accessible, opérationnel 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 maîtrise de l'impact de l'exploitation de l'installation sur les populations et l'environnement

V.1 - Le point zéro

Une cartographie de l'état chimique et radiologique est réalisée à l'intérieur du périmètre de l'installation avant sa construction.

V.2. – L'exploitation de l'installation

L'exploitant établit des règles générales qui précisent les modalités d'exploitation de l'installation en situation normale et en situations incidentelle et accidentelle. Ces règles précisent en tant que de besoin la nature et les modalités des contrôles périodiques et les règles de maintenance des équipements.

Les alarmes relatives à la surveillance de paramètres importants pour la sûreté sont répercutées dans des locaux où une permanence est assurée. Dans l'installation, en des lieux connus des services d'intervention, des informations détaillées permettent de localiser l'événement détecté et d'agir efficacement.

Le personnel employé dans l'installation possède les aptitudes professionnelles requises et a notamment reçu, avant tout travail effectif sur des substances radioactives ou toxiques, une formation ou une information particulière en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et de protection contre les risques liés aux produits manipulés ou entreposés.

V.3. – La qualification des matériels participant à la démonstration de sûreté

La démonstration est 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.

V.4. - Les dispositions relatives aux manutentions

Les opérations effectuées dans l'installation sont conduites de manière à réduire le risque de chute de charges et à en limiter les conséquences.

Les dispositifs de manutention et d'entreposage des éléments combustibles et des dispositifs expérimentaux sont réalisés de manière à en limiter les risques de chutes.

V.5. - Les dispositions relatives au transport

La réglementation des transports s'applique aux transports de matières entrant et sortant du périmètre de l'installation.

En particulier, les emballages de transport et les conteneurs de substances radioactives utilisés pour un transport sur la voie publique font l'objet de contrôles de non-contamination et de contrôles de débit de dose à leur réception sur le site et avant leur expédition hors du site.

S'agissant des transferts entre l'installation et les installations du site de Cadarache qui n'empruntent pas la voie publique, les procédures générales de transport interne du CEA et les procédures particulières de transport interne du CEA/Cadarache s'appliquent.

V.6. - Les prélèvements d'eau et les rejets d'effluents liquides et gazeux

L'installation est exploitée de manière à limiter autant que possible, à des conditions économiques acceptables, la quantité d'eau prélevée au milieu naturel et les rejets d'effluents liquides et gazeux.

Des décisions de l'Autorité de sûreté nucléaire, conformément au décret du 2 novembre 2007 susvisé, fixent les limites de rejets des effluents liquides et gazeux et précisent leurs modalités de gestion ainsi que les caractéristiques et les dispositions relatives à leur rejet.

L'exploitant dispose des moyens nécessaires pour effectuer des contrôles de l'environnement, notamment eu égard au risque de dissémination de substances radioactives ou toxiques présentes dans l'installation.

V.7. – La gestion des déchets

L'installation est exploitée de manière à limiter autant que possible, à des conditions économiques acceptables, le volume et l'activité des déchets produits.

L'installation est exploitée de manière à limiter le volume des déchets qui séjournent transitoirement dans l'installation en attente d'évacuation. Les déchets sont triés par nature et par catégorie de nuisance chimique ou radioactive en vue de faciliter leur traitement, leur valorisation par réemploi ou recyclage, leur conditionnement et leur entreposage et stockage ultérieur dans des centres autorisés.

L'exploitant assure un suivi des déchets depuis leur production jusqu'à leur élimination définitive dans des installations autorisées en s'appuyant sur des documents dont la conservation et l'archivage sont assurés.

Aucun stockage définitif de déchets radioactifs n'est autorisé à l'intérieur du périmètre défini sur le plan annexé au présent décret (1).

Art. 3. – I. - La mise en service de l'installation est autorisée par l'Autorité de sûreté nucléaire en application de la loi du 13 juin 2006 et du décret du 2 novembre 2007 susvisés.

A cet effet, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire, au plus tard 12 mois avant la date prévue pour la première introduction dans le périmètre de l'installation de substances radioactives, hors sources scellées utilisées dans le cadre des opérations de construction de l'installation, les documents mentionnés à l'article 20 du décret du 2 novembre 2007 susvisé.

Une mise en service partielle de l'installation peut être autorisée par l'Autorité de sûreté nucléaire pour les opérations prévues par le point VI de l'article 20 du décret du 2 novembre

2007 susvisé. A cet effet, et au plus tard six mois avant la date prévue pour ces opérations, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire le dossier prévu par ce même décret.

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.

Art. 4. - L'exploitant procède tous les dix ans au réexamen de la sûreté de l'installation, conformément aux dispositions du III de l'article 29 de la loi du 13 juin 2006 susvisée.

Art. 5. Le présent décret vaut autorisation pour la détention et l'utilisation de sources radioactives et des appareils émettant des rayonnements ionisants nécessaires au fonctionnement de l'installation dans les conditions et limites précisées par les prescriptions de l'Autorité de sûreté nucléaire.

Art. 6. - Le ministre d'Etat, ministre de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de l'aménagement du territoire et la ministre de l'économie, de l'industrie et de l'emploi sont chargés, chacun en ce qui le concerne, de l'exécution du présent décret, qui sera publié au *Journal officiel* de la République française.

Fait à Paris le,

Par le Premier ministre

Le ministre d'Etat, ministre de l'écologie, de l'énergie, du développement durable et de l'aménagement du territoire,

Jean-Louis BORLOO

La ministre de l'économie, de l'industrie
et de l'emploi,

Christine LAGARDE

(1) Le plan annexé au présent décret peut être consulté:

- à l'Autorité de sûreté nucléaire, 6, place du Colonel Bourgoïn, 75572 PARIS CEDEX 12, ou 67-69, avenue du Prado, 13286 MARSEILLE CEDEX 06;

- à la préfecture des Bouches-du-Rhône, place de la Préfecture, 13282 MARSEILLE CEDEX 06.