



**Décision n° 2011-DC-0216 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 prescrivante à l'Institut Laue Langevin (ILL) de procéder à une évaluation complémentaire de la sûreté de son installation nucléaire de base (Réacteur à Haut Flux – INB n°67) au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi**

L'Autorité de sûreté nucléaire,

Vu la directive 2009/71/EURATOM du Conseil du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires, notamment ses articles 5 et 6;

Vu la loi n°2006-686 du 13 juin 2006 modifiée relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, notamment ses articles 8, 28 et 29 ;

Vu le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives, notamment son article 18 ;

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 26 novembre 1999 fixant les prescriptions techniques générales relatives aux limites et aux modalités des prélèvements et des rejets soumis à autorisation, effectués par les 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 les conclusions du Conseil européen des 24 et 25 mars 2011 relatives notamment à la réalisation, sous le contrôle des autorités nationales de sûreté, de « tests de résistance » sur les installations nucléaires de l'Union européenne ;

Vu le courrier du Premier ministre n° 005698 du 23 mars 2011 demandant à l'ASN de réaliser une étude de la sûreté des installations nucléaires, en particulier les centrales nucléaires, au regard de l'accident en cours dans la centrale de Fukushima ;

Vu la réponse adressée par l'ASN au Premier ministre en date du 25 mars 2011 ;

Vu l'avis du Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire en date du 3 mai 2011 ;

Vu la lettre de l'Institut Laue Langevin en date du 4 mai 2011 en réponse à la consultation faite par l'ASN ;

Considérant qu'il importe de tirer le plus complètement possible les enseignements de l'accident survenu dans la centrale nucléaire de Fukushima au Japon et que cette action s'étendra sur plusieurs années ;

Considérant qu'il est nécessaire d'engager sans attendre des évaluations de manière à disposer de premières conclusions dès la fin de 2011 ;

Considérant par ailleurs qu'il convient d'examiner en priorité la sûreté des réacteurs nucléaires de puissance en fonctionnement ou en construction ;

Considérant en outre que la sûreté d'autres installations nucléaires doit également être réévaluée au regard de l'accident survenu à Fukushima avec un degré de priorité variant en fonction de l'importance des enjeux ;

Considérant que, au sein de l'Union européenne, les évaluations résultant d'initiatives nationales doivent être aussi cohérentes que possible avec les tests de résistance menés à la demande du Conseil européen ;

Considérant que, en réponse à cette même demande, l'association des Autorités de sûreté européennes (WENRA) a établi un projet de spécifications communes pour ces tests de résistance, que ce projet répond à la plupart des besoins d'évaluation identifiés au plan national sous réserve de quelques extensions ;

Considérant enfin que les rapports établis en application de la présente décision constituant un élément du retour d'expérience de l'accident survenu dans la centrale nucléaire de Fukushima,

DECIDE :

#### **Article 1<sup>er</sup>**

L'Institut Laue Langevin, ci-après dénommé « l'exploitant », procèdera à l'évaluation, selon le cahier des charges figurant en annexe 1, du réacteur à haut flux (RFH) (INB 67) situé sur le site de Grenoble .

#### **Article 2**

L'exploitant remettra à l'Autorité de sûreté nucléaire au plus tard le 1<sup>er</sup> juin 2011 une note présentant la méthodologie retenue pour mener l'évaluation, l'organisation mise en place pour respecter les échéances de la présente décision et la structure détaillée envisagée pour le rapport.

#### **Article 3**

L'exploitant remettra à l'Autorité de sûreté nucléaire son rapport au plus tard le 15 septembre 2011. Ce rapport présentera les conclusions de l'évaluation faite en utilisant les données disponibles et en s'appuyant sur les études de sûreté existantes et le jugement d'ingénieur. Il proposera les études complémentaires à mener notamment sur les points faibles et les effets « falaise » identifiés ainsi qu'un calendrier adapté pour ces études.

#### Article 4

Le directeur général de l'Autorité de sûreté nucléaire est chargé de l'exécution de la présente décision.

La présente décision sera notifiée à l'exploitant et publiée au Bulletin officiel de l'Autorité de sûreté nucléaire.

Fait à Paris, le 5 mai 2011.

Le collège de l'Autorité de sûreté nucléaire\*,

***Signée par :***

André-Claude LACOSTE

Marie-Pierre COMETS

Michel BOURGUIGNON

Philippe JAMET

Jean-Jacques DUMONT

\*Commissaires présents en séance

## Annexe 1

### à la Décision n° 2011-DC-0216 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 prescrivant à l'Institut Laue Langevin de procéder à une évaluation complémentaire de la sûreté de son installation nucléaire de base (Réacteur à Haut Flux – INB n°67) au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi

#### **Cahier des charges de l'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima : Risques d'inondation, de séisme, de perte des alimentations électriques et de perte du refroidissement, ainsi que la gestion opérationnelle des situations accidentelles**

Ce document s'applique à l'ensemble des installations nucléaires ; les spécificités éventuelles (réacteurs électronucléaires / autres installations nucléaires) sont encadrées.

#### **Définitions**

L'évaluation complémentaire consistera en une réévaluation ciblée des marges de sûreté des installations nucléaires à la lumière des événements qui ont eu lieu à Fukushima, à savoir des phénomènes naturels extrêmes mettant à l'épreuve les fonctions de sûreté des installations et conduisant à un accident grave.

Cette réévaluation consistera à :

- évaluer la tenue d'une installation nucléaire dans un ensemble de situations extrêmes détaillées dans le chapitre « champ d'application technique » et
- vérifier les mesures de prévention et de réduction des conséquences choisies selon une logique de défense en profondeur : initiateurs, perte induite des fonctions de sûreté, gestion d'accidents graves.

Dans ces situations extrêmes, on suppose la perte successive des lignes de défense en appliquant une approche déterministe, indépendamment de la probabilité de cette perte. Il est à noter que la perte des fonctions de sûreté et les situations d'accident grave ne peuvent se produire que lorsque plusieurs dispositions de conception ont été mises en défaut. En outre, des mesures pour gérer ces situations seront supposées être successivement mises en défaut.

Pour une installation donnée, la réévaluation portera, d'une part, sur le comportement de l'installation face à ces situations extrêmes et d'autre part sur l'efficacité des mesures de prévention et de réduction des conséquences, en notant tout point faible potentiel et tout effet falaise<sup>1</sup>, pour chacune des situations extrêmes prises en compte. Il s'agira d'évaluer la robustesse de l'approche de défense en profondeur et la pertinence des mesures actuelles de gestion des accidents, et d'identifier les possibles améliorations de sûreté, aussi bien techniques qu'organisationnelles (telle que les procédures, les ressources humaines, l'organisation en cas d'urgence ou l'utilisation de ressources externes).

---

<sup>1</sup> Forte discontinuité dans le comportement de l'installation.

Dans le cas d'une inondation, le niveau d'eau augmenterait progressivement et un effet falaise serait atteint lorsque le niveau d'eau parvient au sommet de la digue et inonde la totalité d'un site.

Par nature, l'évaluation complémentaire se concentrera sur les mesures qui pourraient être prises consécutivement à une perte postulée des systèmes de sûreté mis en place pour faire face aux accidents pris en compte à la conception. La performance attendue de ces systèmes a été évaluée lors de l'autorisation de mise en service et ne sera pas réévaluée dans ce cadre. Pour les réacteurs, il est souligné que toutes les mesures prises pour protéger l'intégrité du cœur et des piscines de stockage des combustibles usés ou pour protéger l'intégrité du confinement constituent un élément essentiel de la défense en profondeur. De façon plus générale, la prévention est un élément essentiel de la défense en profondeur pour toutes les installations nucléaires.

En outre, l'accident de Fukushima a montré que la capacité de l'exploitant et le cas échéant de ses prestataires à s'organiser pour travailler en condition d'accident grave est un élément essentiel de la maîtrise de telles situations. Cette capacité à s'organiser est également un élément essentiel de la prévention de tels accidents, de la maintenance des installations et de la qualité de leur exploitation. Ainsi, les conditions du recours à la sous-traitance revêtent une importance particulière et doivent permettre à l'exploitant de conserver l'entière maîtrise et l'entière responsabilité de la sûreté de son installation. Les évaluations complémentaires aborderont donc également cet aspect.

### **Démarche de réalisation des évaluations complémentaires**

Les exploitants sont les premiers responsables de la sûreté. C'est donc aux exploitants d'effectuer les évaluations complémentaires ; le rôle de l'ASN est de les évaluer de manière indépendante.

Compte tenu du calendrier contraint de l'exercice, les exploitants pourront effectuer leurs évaluations complémentaires en se fondant sur les études de sûreté existantes et le jugement d'ingénieur<sup>2</sup>.

### **Champ d'application technique**

L'analyse de sûreté existante pour les installations nucléaires couvre des situations très diverses. Le champ d'application technique de l'évaluation complémentaire a été défini en considérant plus particulièrement les enjeux mis en lumière par les événements qui ont eu lieu à Fukushima, y compris la combinaison d'événements initiateurs et de dysfonctionnements. Les situations suivantes seront abordées, correspondant à des situations de plus en plus graves :

#### Événements initiateurs envisageables sur le site

- Séisme ;
- Inondation ;
- Autres phénomènes naturels extrêmes.

#### Pertes induites de systèmes de sûreté

- Perte des alimentations électriques (y compris le cas de perte totale des alimentations électriques externes et internes) ;
- Perte de la source de refroidissement ultime ;
- Cumul de ces deux pertes.

#### Gestion des accidents graves

Pour les réacteurs électronucléaires et les réacteurs d'expérimentation sont notamment étudiés les:

- Moyens de prévenir et de gérer une perte de la fonction de refroidissement du cœur ;
- Moyens de prévenir et de gérer une perte de la fonction de refroidissement du combustible entreposé à sec ou sous eau ;
- Moyens de prévenir et de gérer une perte d'intégrité du confinement, notamment de l'enceinte de confinement.

---

<sup>2</sup> En raison du calendrier des évaluations complémentaires, certaines études techniques permettant d'étayer l'évaluation de l'exploitant pourraient ne pas être disponibles lorsqu'il s'agit de scénarios qui ne sont pas actuellement pris en compte dans la conception.

Pour les autres installations nucléaires, sont notamment étudiés les :

- Moyens de prévenir et de gérer une perte de la fonction de refroidissement ;
- Moyens de prévenir et de gérer une perte du confinement de produits radioactifs ou dangereux ;
- Moyens de prévenir et de gérer une perte des moyens de maîtrise des risques d'explosion, notamment le risque d'explosion d'hydrogène ;
- Moyens de prévenir et de gérer une perte des moyens de prévention des risques de criticité ;
- Moyens de prévenir et de gérer une perte des moyens de lutte contre l'incendie.

Cependant, les événements initiateurs pris en compte ne sont pas limités aux séismes et tsunami comme lors de l'accident de Fukushima : l'inondation est également incluse indépendamment de son origine. En outre, les conditions météorologiques extrêmes font partie de l'évaluation complémentaire.

En outre, l'évaluation des conséquences de la perte des fonctions de sûreté reste aussi valable en cas de situation provoquée par d'autres événements initiateurs, comme par exemple, une perturbation importante du réseau électrique affectant les systèmes de distribution du courant alternatif ou d'autres événements comme par exemple les actes de malveillance (même si ces initiateurs ne sont pas étudiés en tant que tels dans le cadre de cette évaluation complémentaire).

L'examen de la gestion des accidents graves se concentre sur les dispositions prises par les exploitants ; elle peut également prendre en compte la contribution de dispositions appropriées prévues par l'exploitant et externes au site. Bien que le retour d'expérience de l'accident de Fukushima puisse inclure des mesures d'urgence relevant de services situés hors du site nucléaire et destinées à la protection civile (pompiers, police, services de santé...), ce sujet est en dehors du champ de l'analyse.

#### **Champ d'application organisationnel**

##### Conditions de recours aux entreprises prestataires

- Champ d'activité concerné
- Modalités de choix des prestataires
- Conditions d'intervention des prestataires
- Surveillance des activités sous-traitées

\* \* \*  
\*

Les sections suivantes de ce document définissent :

- les informations générales à fournir par les exploitants ;
- les points à prendre en compte par les exploitants pour chaque situation extrême considérée.

## Aspects généraux

### **Format du rapport**

L'exploitant doit fournir un seul document pour chaque site, même s'il existe plusieurs installations sur le même site.

Dans une première partie, les caractéristiques de l'installation doivent être brièvement décrites :

- la localisation (site maritime ou fluvial) ;
- le nombre d'installations sur le site ;
- l'exploitant ;
- l'environnement industriel et les risques engendrés pour l'installation.

Les principales caractéristiques de chaque installation doivent être présentées, en particulier :

Pour les réacteurs électronucléaires et les réacteurs d'expérimentation :

- le type de réacteur (y compris l'inventaire radiologique, la nature du combustible et son enrichissement, la nature du modérateur et du réfrigérant, les caractéristiques et l'état de l'enceinte de confinement) ;
- la puissance thermique ;
- la date de la première divergence ;
- l'existence et le nombre d'entreposages de combustibles neufs ou usés (ou d'entreposages partagés) ;

Les spécificités des différentes installations, importantes pour la sûreté, doivent être mises en évidence.

Pour les autres installations nucléaires :

- le type d'installation ;
- les activités (nucléaire, chimique, biologique), dont les stockages de déchets ou de combustible, avec l'inventaire maximum autorisé ;
- inventaires autorisés de matières radioactives et chimiques, avec leurs caractéristiques, notamment nature et forme
- les risques spécifiques (particulièrement les risques nucléaires et chimiques) : criticité, irradiation, risque d'explosion, d'incendie... ;
- date de la mise en actif.

Dans une deuxième partie, chaque situation extrême doit être évaluée en suivant les indications ci-dessous.

### **Hypothèses**

Pour les installations existantes, les évaluations complémentaires porteront sur l'installation telle que construite et exploitée au 30 juin 2011. Pour les installations en construction ou en projet, les évaluations complémentaires porteront sur la conception telle que prévue ou autorisée.

L'approche doit être essentiellement déterministe : lors de l'analyse d'un scénario extrême, une approche progressive sera suivie, dans laquelle les mesures de protection des accidents sont supposées être successivement mises en défaut.

Pour chaque scénario, l'état de l'installation doit correspondre à l'état le plus défavorable qui soit autorisé par les spécifications techniques d'exploitation. Tous les états de fonctionnement doivent être envisagés (notamment, pour les réacteurs expérimentaux, les séquences expérimentales).

Dans un premier temps, l'exploitant fera son analyse installation par installation ; dans un second temps, il sera supposé que toutes les installations d'un même site (réacteurs, piscines ou autres entreposages de combustible neuf ou usé et autres installations abritant des matières dangereuses) sont touchées en même temps.

L'exploitant prendra en compte la possibilité de conditions dégradées de l'environnement du site.

L'exploitant prendra en compte :

- les actions automatiques ;
- les actions des opérateurs spécifiées dans les procédures d'urgence ;
- toute autre mesure de prévention, de reprise et de limitation des conséquences des accidents.

### Informations à inclure

Trois aspects principaux doivent être inclus :

- Les dispositions prises en compte dans le dimensionnement de l'installation et la conformité de l'installation aux exigences de conception qui lui sont applicables.
- La robustesse de l'installation au-delà de ce pour quoi elle est dimensionnée. A cet effet, la robustesse (marges de conception disponibles, diversification, redondance, protection structurelle, séparation physique, etc.) des systèmes, structures et composants importants pour la sûreté et l'efficacité du concept de défense en profondeur doivent être évalués. En ce qui concerne la robustesse des installations et de l'organisation, l'exploitant identifiera les situations conduisant à une brusque dégradation des séquences accidentelles (effets falaise<sup>3</sup>) et présentera les mesures permettant de les éviter.
- Toute possibilité de modification susceptible d'améliorer le niveau considéré de défense en profondeur, en termes d'amélioration de la résistance des composants ou de renforcement de l'indépendance entre les différents niveaux de défense.

En outre, l'exploitant peut décrire des mesures de protection visant à éviter les scénarios les plus extrêmes prévus dans l'évaluation complémentaire, afin de préciser son contexte.

A cette fin, l'exploitant doit identifier :

- Les moyens d'assurer les trois fonctions fondamentales de sûreté (maîtrise de la réactivité ou prévention du risque de criticité, refroidissement du combustible et évacuation de puissance, confinement de la radioactivité) et les fonctions support (alimentation électrique, refroidissement par la source de refroidissement ultime), en tenant compte des dommages probables générés par l'événement initiateur et tout moyen qui n'aurait pas été pris en compte dans la démonstration de sûreté.
- La possibilité de mettre en œuvre des moyens mobiles externes et les conditions de leur mobilisation.
- Les procédures existantes afin de secourir l'installation en utilisant les moyens d'une autre installation.

Pour ce qui concerne la gestion des accidents graves, l'exploitant doit identifier, le cas échéant :

Pour les réacteurs électronucléaires et les réacteurs d'expérimentation :

- le délai avant l'endommagement du combustible. Si le cœur est dans la cuve du réacteur, indiquer le délai avant que le niveau d'eau n'atteigne le haut du cœur, et le délai avant que ne survienne la dégradation du combustible (par exemple l'oxydation rapide des gaines avec production d'hydrogène) ;
- pour ce qui concerne les réacteurs d'expérimentation, préciser le risque d'excursion critique et les moyens de la contrôler ;
- si le combustible est entreposé dans la piscine du combustible usé, le délai avant le début de l'ébullition de la piscine, le temps pendant lequel une protection suffisante contre les radiations est assurée, le délai

<sup>3</sup> Exemple : épuisement de la capacité des batteries dans un scénario de perte totale des alimentations électriques



avant que le niveau d'eau n'atteigne le sommet des assemblages combustibles et le délai avant une dégradation du combustible ;

- pour ce qui concerne les réacteurs d'expérimentation où du combustible est entreposé à sec, le délai pendant lequel une protection adéquate contre les radiations est assurée et le délai avant une dégradation du combustible.

Pour les autres installations nucléaires :

- le délai avant l'occurrence d'un événement qui nécessiterait le déclenchement d'actions d'urgence, d'actions dans le cadre de situations incidentelles/accidentelles ou le délai avant rejets incontrôlés dans l'environnement ; par exemple, dans le cas d'unités contenant des solutions de matières radioactives ou de produits de fission, le délai avant l'ébullition de la solution ou avant une explosion hydrogène, et pour celles contenant des déchets vitrifiés, le délai avant une dégradation de la matière ;
- Dans le cas de piscines contenant des combustibles usés le délai avant le début de l'ébullition de la piscine, le temps pendant lequel une protection suffisante contre les radiations est assurée, le délai avant que le niveau d'eau n'atteigne le sommet des assemblages combustibles, le délai avant une dégradation du combustible et le délai avant que n'existe un risque d'explosion d'hydrogène.

### **Pièces justificatives**

Le degré de validation des documents référencés par l'exploitant doit être identifié :

- validés dans le cadre de l'autorisation de l'installation ;
- ou non validés dans le cadre de l'autorisation de l'installation, mais suivis dans le cadre du processus d'assurance de la qualité mis en place par l'exploitant ;
- ou autres.

# Séisme

## I. Dimensionnement de l'installation

### a) Séisme pour lequel l'installation est dimensionnée

- Caractéristiques du séisme pour lequel l'installation est dimensionnée, notamment accélération maximale au sol (PGA) et justification des hypothèses prises. Indiquer également le séisme de dimensionnement pris en compte lors de l'autorisation initiale de l'installation, s'il est différent.
- Méthodologie pour évaluer le séisme pour lequel l'installation est dimensionnée (la période de retour, les événements passés pris en compte, leur localisation et les raisons de ce choix, les marges ajoutées,...), la validité des données historiques ;
- Conclusion sur l'adéquation du séisme pour lequel l'installation est dimensionnée.

### b) Dispositions de protection de l'installation face au niveau de séisme pour lequel elle est dimensionnée :

- Identification des structures, systèmes et composants (SSC) clés nécessaires pour atteindre un état de repli sûr et censés rester disponibles (opérationnels et/ou intègres) après le séisme ;
- Principales dispositions de conception/construction associées,
- Principales dispositions d'exploitation (y compris les procédures d'urgence, les équipements mobiles...) afin de limiter les conséquences d'un séisme, notamment d'éviter l'endommagement du cœur du réacteur et celui de la piscine d'entreposage du combustible usé et de limiter, pour les installations nucléaires autres que les réacteurs, les rejets de matières radioactives ;
- Préciser si les effets indirects du séisme ont été pris en compte, notamment :
  1. Mise en défaut de SSC qui ne sont pas conçus pour résister à ce niveau de séisme et qui pourraient, par leur perte d'intégrité, endommager de façon conséquente les SSC qui doivent rester disponibles ;
  2. Perte des alimentations électriques externes ;
  3. Situation à l'extérieur de l'installation, y compris empêchement ou retard d'accès du personnel et du matériel au site ;
  4. Incendie et explosion.

### c) Conformité de l'installation à son référentiel actuel

- Organisation générale de l'exploitant pour garantir la conformité (maintenance périodique, inspections, tests...);
- Organisation de l'exploitant pour s'assurer que les approvisionnements et équipements mobiles à l'extérieur du site, pris en compte dans les procédures d'urgence, sont disponibles et restent en état d'être utilisés ;
- Tout écart connu, et les conséquences de ces écarts en termes de sûreté ; programmation des remises en conformité et/ou des mesures compensatoires ;
- Examen de conformité spécifique déjà engagé par l'exploitant à la suite de l'accident à la centrale de Fukushima.

## II. Evaluation des marges

- d) Sur la base des informations disponibles (qui pourraient inclure des EPS<sup>4</sup> séisme, une évaluation des marges sismiques ou d'autres études sismiques pour appuyer le jugement d'ingénieur), donner une évaluation du niveau de séisme au delà duquel la perte des fonctions fondamentales de sûreté ou l'endommagement du combustible (en cuve ou en piscine) deviennent inévitables ou, pour les installations autres que les réacteurs, conduisent à l'enclenchement d'actions relevant de situations accidentelles.
- Indiquer quels sont les points faibles de l'installation et de l'organisation et préciser tout effet falaise, en fonction de l'ampleur du séisme.
  - Indiquer si des dispositions peuvent être envisagées pour prévenir ces effets falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de la conception, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).
- e) Sur la base des informations disponibles (qui pourraient inclure des EPS séisme, une évaluation des marges sismiques ou d'autres études d'ingénierie sismique pour appuyer le jugement d'ingénieur), quel est le niveau de séisme auquel l'installation peut résister sans perdre l'intégrité du confinement.

---

<sup>4</sup> Études probabilistes de sûreté

# Inondations

## I. Dimensionnement de l'installation

- a) Inondation pour laquelle l'installation est dimensionnée
- Caractéristiques de l'inondation pour laquelle l'installation est dimensionnée notamment le niveau d'eau pris en compte et justification de ces valeurs. Indiquer également les valeurs de ces paramètres prises en compte lors de l'autorisation initiale de l'installation.
  - Méthodologie retenue pour évaluer les caractéristiques de l'inondation pour laquelle l'installation est dimensionnée (période de retour, les événements passés pris en compte, leur localisation et les raisons de ce choix, les marges ajoutées...). Sources d'inondation considérées (tsunami, marée, tempête, rupture de barrage,...) ; validité des données historiques.
  - Conclusion sur l'adéquation du niveau d'inondation auquel l'installation est dimensionnée.
- b) Dispositions visant à protéger l'installation contre ce niveau d'inondation
- Identification des structures, systèmes et composants (SSC) clés qui doivent rester disponibles après l'inondation pour assurer un état sûr, y compris :
    - Dispositions pour assurer le fonctionnement de la station de pompage (si applicable);
    - Dispositions pour assurer l'alimentation électrique de secours;
    - Pour les installations nucléaires autres des réacteurs, dispositions pour assurer la maîtrise des risques de dispersion de matières radioactives, de criticité et d'explosion ;
  - Identification des principales dispositions de conception afin de protéger le site contre les inondations (niveau de la plate forme, de la digue,...) ;
  - Principales dispositions d'exploitation (y compris les procédures d'urgence, les équipements mobiles...) pour alerter de l'imminence de l'inondation, puis pour limiter les conséquences de l'inondation ;
  - Préciser si d'autres effets, liés à l'inondation elle-même ou aux phénomènes à l'origine de l'inondation (tels que les très mauvaises conditions météorologiques) ont été considérés, notamment :
    - Perte des alimentations électriques externes ;
    - Perte de la prise d'eau (effets des débris, des nappes d'hydrocarbures...)
    - Situation à l'extérieur de l'installation, y compris empêchement ou retard d'accès du personnel et du matériel au site.
- c) Conformité de l'installation à son référentiel
- Organisation générale de l'exploitant pour garantir la conformité (maintenance périodique, inspections, tests...)
  - Organisation de l'exploitant pour s'assurer que les équipements mobiles à l'extérieur du site, prévus dans les procédures d'urgence, sont disponibles et restent en état d'être utilisés ;
  - Tout écart connu, et les conséquences de ces écarts en termes de sûreté ; programmation des remises en conformité et/ou des mesures compensatoires ;
  - Examen de conformité spécifique déjà engagé par l'exploitant à la suite de l'accident à la centrale de Fukushima.

## II. Évaluation des marges

- d) Sur la base des informations disponibles (incluant des études pour appuyer le jugement d'ingénieur), quel est le niveau d'inondation auquel l'installation peut résister sans endommagement du combustible (en cuve ou en piscine) ou, pour les installations autres que les réacteurs, à l'enclenchement d'action relevant de situations accidentelles ?
- Selon le délai entre l'alerte et les inondations, indiquer si des mesures de protection supplémentaires peuvent être envisagées ou mises en œuvre ;
  - Indiquer quels sont les points faibles et préciser tout effet falaise. Identifier les bâtiments et équipements qui seraient inondés en premier ;
  - Indiquer si des dispositions peuvent être envisagées pour prévenir ces effets falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de la conception, modifications des procédures, dispositions organisationnelles...).

## Autres phénomènes naturels extrêmes

a) Conditions météorologiques extrêmes liées à l'inondation (tempête, pluies torrentielles...)

- Événements et combinaison d'événements pris en compte, et les raisons de leur sélection (ou non) pour le dimensionnement de l'installation.
- Indiquer quels sont les points faibles et préciser tout effet falaise. Identifier les bâtiments et équipements qui seront impactés.
- Indiquer si des dispositions peuvent être envisagées pour prévenir ces effets falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de la conception, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).

b) Séisme dépassant le niveau de séisme pour lequel l'installation ou certains ouvrages sont dimensionnés et inondation induite dépassant le niveau d'eau pour lequel l'installation est dimensionnée

- Indiquer si, en tenant compte de l'emplacement et de la conception de l'installation cette situation peut être physiquement possible. A cet effet, préciser notamment si un endommagement grave de structures situées à l'intérieur ou à l'extérieur du site (telles que les barrages ou les digues) pourrait avoir un impact sur la sûreté de l'installation.
- Indiquer quels sont les points faibles et préciser tout effet falaise. Identifier les bâtiments et équipements qui seront impactés.
- Indiquer si des dispositions peuvent être envisagées pour prévenir ces effets falaise ou pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de la conception, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).

## Perte des alimentations électriques Perte des systèmes de refroidissement

Les sources d'alimentation électrique comprennent :

- les alimentations électriques externes (réseau électrique) ;
- les alimentations de secours conventionnelles (groupe électrogène diesel, turbine à combustion...);
- dans certains cas, d'autres sources de secours.

La perte successive de ces sources doit être prise en compte (cf. *a*) et *b*) ci-dessous).

Pour les réacteurs électronucléaires et les réacteurs d'expérimentation :

La source froide sert à évacuer la chaleur résiduelle du réacteur ; il s'agit habituellement de la mer ou d'une rivière. Dans certains cas, cette source froide principale peut être doublée d'une autre source froide, comme un lac, une nappe phréatique ou l'atmosphère. La perte successive de ces sources froides doit être prise en compte (cf. *c*) ci-dessous).

### a) Perte des alimentations électriques externes

Pour les réacteurs électronucléaires et les réacteurs d'expérimentation :

- décrire les dispositions de conception de l'installation tenant compte de cette situation, les moyens de secours prévus et leurs conditions de mise en œuvre ;
- indiquer combien de temps les alimentations électriques internes peuvent fonctionner, sans secours extérieur ;
- préciser les dispositions prises pour prolonger la durée d'utilisation des alimentations électriques internes (ravitaillement en combustible des groupes électrogènes diesels...);
- indiquer toute disposition envisagée pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de conception, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).

Pour les autres installations nucléaires :

- décrire les dispositions de conception de l'installation tenant compte de cette situation, les moyens de secours prévus et leurs conditions de mise en œuvre ;
- indiquer combien de temps le site peut faire face à une perte des alimentations électriques externes, sans secours extérieur ;
- préciser les dispositions prises pour maîtriser la situation (ravitaillement en combustible des groupes électrogènes diesels, etc.) ;
- indiquer toute disposition envisagée pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de conception, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).

### b) Perte des alimentations électriques externes et des alimentations internes de secours

Deux situations doivent être prises en compte :

- la perte des alimentations électriques externes et la perte des alimentations de secours conventionnelles ;
- la perte des alimentations électriques externes et la perte des alimentations de secours conventionnelles, ainsi que de toute autre source de secours.

Pour les réacteurs électronucléaires et les réacteurs d'expérimentation :

Dans chacune de deux situations, il convient de :

- fournir les informations sur la capacité et la durée des batteries ;
- indiquer combien de temps le site peut faire face à la perte des alimentations électriques externes

et des sources d'énergie de secours, sans intervention extérieure, avant qu'un endommagement grave du combustible ne soit inévitable ;

- préciser quelles actions (extérieures) sont prévues pour prévenir la dégradation du combustible :
  - matériels déjà sur site, par exemple matériels provenant d'un autre réacteur ;
  - en supposant que tous les réacteurs situés sur un même site ont subi des dommages, matériels disponibles hors du site ;
  - générateurs géographiquement très proches (par exemple des générateurs hydroélectriques, des turbines à gaz...) qui peuvent être utilisés pour alimenter l'installation par des branchements dédiés.
  - délai nécessaire pour que chacun de ces systèmes soit opérationnel ;
  - disponibilité des ressources humaines compétentes en particulier pour réaliser et rendre opérationnel ce branchement exceptionnel ;
  - identification des moments où les principaux effets faibles se produisent.
- indiquer si des dispositions peuvent être envisagées pour prévenir ces effets faibles ou pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de conception, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).

Pour les autres installations nucléaires :

Dans chacune de deux situations, il convient de :

- fournir des informations sur la capacité et la durée des batteries ;
- indiquer combien de temps le site peut faire face à la perte des alimentations électriques externes et des sources d'énergie de secours, sans secours extérieur avant un accident grave ;
- préciser quelles actions (extérieures) sont prévues avant un accident grave :
  - matériels déjà sur site, par exemple matériels provenant d'une autre installation ;
  - en supposant que toutes les installations situées sur un même site ont subi des dommages, matériels disponibles hors du site ;
  - délai nécessaire pour que chacun de ces systèmes soit opérationnel ;
  - disponibilité des ressources humaines compétentes ;
  - disponibilité des gaz inertes ;
  - identification des moments où les principaux effets faibles se produisent.
- indiquer si des dispositions peuvent être envisagées pour prévenir ces effets faibles ou pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de conception, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).



c) Perte du système de refroidissement ultime

Pour les réacteurs électronucléaires et les réacteurs d'expérimentation :

Donner une description des dispositions de conception destinées à empêcher la perte de la source froide (par exemple, différentes prises d'eau situées à des endroits différents, utilisation d'une source froide alternative...).

Deux situations doivent être prises en compte :

- la perte de la source froide principale, c'est-à-dire de l'accès à l'eau de la rivière ou de la mer,
- la perte de la source froide « principale » et de la source froide alternative.

Dans chacune de ces situations, il convient de :

- indiquer la durée pendant laquelle le site peut rester dans cette situation, sans secours extérieur, avant qu'un endommagement du combustible ne devienne inévitable ;
- préciser quelles actions extérieures sont prévues pour prévenir la dégradation du combustible :
  - matériels déjà sur site, par exemple matériels provenant d'un autre réacteur ;
  - en supposant que tous les réacteurs situés sur un même site ont subi les mêmes dommages, matériels disponibles hors du site ;
  - disponibilité des ressources humaines compétentes ;
  - délai nécessaire pour que ces systèmes soient opérationnels ;
  - identification des moments où les principaux effets falaise se produisent.
- indiquer quelles dispositions peuvent être envisagées pour prévenir ou retarder l'apparition de ces effets falaise, pour améliorer l'autonomie du site et pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de conception, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).

Pour les autres installations nucléaires :

Dans le cas où toutes les fonctions de refroidissement ont été perdues, il convient de :

- indiquer combien de temps le site peut faire face à la situation, sans secours extérieur, avant qu'un accident grave ne devienne inévitable ;
- préciser quelles actions extérieures sont prévues pour prévenir cet accident :
  - matériels déjà sur site, par exemple matériels provenant d'une autre installation ;
  - en supposant que toutes les installations situées sur un même site ont subi les mêmes dommages, matériels disponibles hors du site ;
  - disponibilité en ressources humaines compétentes ;
  - délai nécessaire pour que ces systèmes soient opérationnels,
  - identification des moments où les principaux effets falaise se produisent.
- indiquer quelles dispositions peuvent être envisagées pour prévenir ou retarder l'apparition de ces effets falaise, pour améliorer l'autonomie du site et pour renforcer la robustesse de l'installation (modification du matériel, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).

- d) Perte du système de refroidissement principal, cumulée avec la perte des alimentations électriques externes et des alimentations internes de secours

Pour les réacteurs électronucléaires et les réacteurs d'expérimentation :

- indiquer combien de temps le site peut résister à la perte de la source froide « principale », cumulée avec la perte des alimentations électriques externes et des sources d'énergie de secours, sans secours extérieur, avant qu'un endommagement du combustible ne devienne inévitable ;
- préciser quelles actions extérieures sont prévues pour prévenir la dégradation du combustible :
  - matériels déjà sur site, par exemple matériels provenant d'un autre réacteur ;
  - en supposant que tous les réacteurs situés sur un même site ont subi des dommages, matériels disponibles hors du site ;
  - disponibilité en ressources humaines ;
  - délai nécessaire pour que ces systèmes soient opérationnels,
  - identification des moments où les principaux effets faise se produisent.
- indiquer quelles dispositions peuvent être envisagées pour prévenir l'apparition de ces effets faise ou pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de conception, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).

Pour les autres installations nucléaires :

- indiquer combien de temps le site peut faire face à la perte du système de refroidissement principal, cumulée avec la perte des alimentations électriques externes et des sources d'énergie de secours, sans secours extérieur, avant qu'un accident grave ne devienne inévitable ;
- préciser quelles actions extérieures sont prévues pour prévenir les accidents graves :
  - matériels déjà sur site, par exemple matériels provenant d'une autre installation ;
  - en supposant que toutes les installations situées sur un même site ont subi des dommages, matériels disponibles hors du site ;
  - disponibilité en ressources humaines ;
  - délai nécessaire pour que ces systèmes soient opérationnels,
  - identification des moments où les principaux effets faise se produisent.
- indiquer quelles dispositions peuvent être envisagées pour prévenir l'apparition de ces effets faise ou pour renforcer la robustesse de l'installation (modification de conception, modification des procédures, dispositions organisationnelles...).

## Gestion des accidents graves

Pour les réacteurs électronucléaires et les réacteurs d'expérimentation :

- a) Décrire les mesures de gestion des accidents qui sont actuellement en vigueur aux différents stades d'un accident grave, en particulier consécutif à une perte de la fonction de refroidissement du cœur:
- avant que le combustible ne soit endommagé dans la cuve du réacteur ;
    - actions possibles pour empêcher l'endommagement du combustible
    - suppression de la possibilité d'endommagement du combustible à haute pression
  - après que le combustible a été endommagé dans la cuve du réacteur ;
  - après la défaillance de la cuve du réacteur (fusion du cœur dans le puits de cuve) ;
- b) Décrire les mesures de gestion des accidents et les éléments de conception de l'installation permettant de protéger l'intégrité du confinement après l'endommagement du combustible :
- la prévention de toute déflagration ou détonation d'hydrogène (inertage du confinement, recombineurs ou igniteurs), tout en tenant compte de l'événement ;
  - la prévention des surpressions dans l'enceinte de confinement,
  - la prévention du risque de re-criticité ;
  - la prévention du percement du radier ;
  - le besoin et l'alimentation de courant électrique alternatif et continu des équipements utilisés pour la préservation de l'intégrité du confinement.
- c) Décrire les mesures de gestion des conséquences de la perte de la fonction de refroidissement de l'eau de la piscine ou tout autre entreposage du combustible (les indications suivantes portent sur l'entreposage du combustible) :
- avant et après la perte d'une protection appropriée contre les radiations ;
  - avant et après le découverture du sommet du combustible en piscine ;
  - avant et après un grave endommagement du combustible dans l'entreposage.

S'agissant de *a)*, *b)* et *c)* ci-dessus, il conviendra, à chaque étape :

- d'identifier tout effet falaise et d'évaluer le délai avant qu'il ne se produise ;
- d'évaluer l'adéquation des mesures de gestion existantes, y compris les guides de gestion des accidents graves, et les possibles mesures complémentaires. L'exploitant devra, en particulier, examiner :
  - l'adéquation et la disponibilité de l'instrumentation requise ;
  - la disponibilité et l'habitabilité de la salle de commande ;
  - les accumulations possibles d'hydrogène dans les autres bâtiments que l'enceinte de confinement.

Pour les installations autres que les réacteurs

- a) Décrire les mesures prévues pour prévenir et gérer les accidents (criticité, explosion, incendie, rejets incontrôlé dans l'environnement...).
- b) Dans le cas particulier des piscines d'entreposages des combustibles usés, décrire les mesures qui sont actuellement prévues pour prévenir/gérer les conséquences de la perte de la fonction de refroidissement de l'eau :
- avant et après la perte d'une protection appropriée contre les radiations ;
  - avant et après le découverture du sommet du combustible en piscine ;
  - avant et après un grave endommagement du combustible dans l'entreposage.

S'agissant de *a)* et *b)* susmentionnés, il conviendra à chaque étape :

- d'identifier les équipements (matériels et instrumentation) utilisés pour la gestion des

- accidents, en particulier communs à différentes installations ;
- d'identifier tout effet falaise et d'évaluer le délai avant qu'il ne se produise ;
  - d'évaluer l'adéquation des mesures de gestion existantes et l'intérêt de mesures complémentaires. L'exploitant devra, en particulier, examiner l'aptitude et la disponibilité de l'instrumentation et des matériels nécessaires pour réduire les conséquences de l'accident;
  - d'évaluer les risques liés à l'hydrogène, à savoir identifier:
    - les phénomènes pouvant générer de l'hydrogène (radiolyse, réactions zirconium/vapeur d'eau) ;
    - les accumulations possibles d'hydrogène ;
    - les moyens mis en œuvre pour la prévention des déflagrations ou détonations d'hydrogène ;
  - d'évaluer la prévention des risques de criticité, notamment durant le dénoyage ou le renoyage des piscines d'entreposage des combustibles ;

Les aspects suivants doivent être abordés :

- l'organisation de l'exploitant pour maîtriser la situation, y compris :
  - la disponibilité en personnel compétent apte à intervenir et la gestion des relèves ;
  - les dispositions prises pour permettre une intervention optimale du personnel (prise en compte du stress, de la pression psychologique...)
  - le recours, lors des situations accidentelles, à un soutien technique hors site (ainsi que les solutions de rechange prévues si ce soutien devenait indisponible) ;
  - les procédures, la formation et les exercices.
- la possibilité d'utiliser les équipements existants ;
- les dispositions pour utiliser des moyens mobiles (disponibilité des moyens, délai nécessaire pour les acheminer sur le site et les mettre en marche) ;
- la gestion de l'approvisionnement (combustible pour les générateurs diesels, eau,...) ;
- la gestion des rejets radioactifs et les dispositions prévues pour les limiter ;
- les systèmes de communication et d'information (internes et externes).

Les mesures envisagées pour gérer les accidents devront être évaluées en prenant en compte la situation telle qu'elle pourrait se présenter sur le site :

- la destruction importante des infrastructures autour de l'installation, y compris des moyens de communication (rendant plus difficiles le soutien technique et le renfort en personnel provenant de l'extérieur du site) ;
- la perturbation de l'efficacité du travail (y compris l'impact sur l'accessibilité et l'habitabilité des salles de commande principale et secondaire, des locaux utilisés par les équipes de crise ainsi que de tout local auquel il serait nécessaire d'accéder pour gérer l'accident) provoquée par des débits de dose locaux élevés, par une contamination radioactive et la destruction de certaines installations sur le site ;
- la faisabilité et l'efficacité des mesures pour gérer les accidents en cas d'agressions externes (séismes, inondations) ;
- l'indisponibilité de l'alimentation électrique ;
- la défaillance potentielle de l'instrumentation ;
- l'impact des autres installations avoisinantes sur le site.

L'exploitant déterminera quelles conditions pourraient empêcher le personnel de travailler dans les salles de commande principale ou secondaire. Il déterminera les mesures à prendre pour éviter que de telles conditions ne surviennent. Il déterminera les mesures à prendre si ces situations se produisaient néanmoins.

## Conditions de recours aux entreprises prestataires

a) Décrire le champ des activités concernées en le justifiant.

Montrer que ce champ est compatible avec la pleine responsabilité de l'exploitant en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection.

b) Décrire les modalités de choix des prestataires : exigences en matière de qualification des entreprises prestataires (notamment formation des agents à la sûreté nucléaire et à la radioprotection), formalisation des cahiers des charges et types de contrats, modalités de passation des marchés, dispositions prises pour permettre aux entreprises sous-traitantes et à leurs salariés d'avoir une visibilité à moyen terme de leur activité.

c) Décrire les dispositions prises pour permettre des conditions d'intervention satisfaisantes pour les entreprises prestataires. Décrire l'organisation mise en œuvre pour la radioprotection des intervenants.

d) Décrire les modalités de surveillance des activités sous-traitées, en particulier la manière dont l'exploitant continue d'assurer sa responsabilité en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection.