



Direction de la communication
et de l'information des publics

Paris, le 29 mai 2012

N/Réf : CODEP- DCI-2012-023107
Affaire suivie par : Olivier Javay
Tél. : 01 40 19 87 22
Fax : 01 40 19 86 92
Mel : Olivier.javay@asn.fr

Mme Annie Lobé
Santé-Publique Editions
20, avenue de Stalingrad
94260 Fresnes

Objet : Votre courrier du 29 février 2012

Madame,

J'ai bien pris connaissance de votre courrier daté du 29 février 2012. Je vous prie de trouver ci-après des éléments de réponse à vos questions.

- Concernant le risque d'accident nucléaire :

La sûreté nucléaire a pour objectif la protection des travailleurs, des patients, du public et de l'environnement vis-à-vis des risques liés à l'utilisation de la radioactivité. Il s'agit d'identifier, de prévenir et de maîtriser ces risques de façon à les réduire à un niveau aussi faible que raisonnablement possible.

Toutefois, l'ASN considère que, malgré les précautions prises, un accident ne peut jamais être exclu. Les approches de sûreté nucléaire doivent donc prendre en compte une telle éventualité.

Les approches de sûreté nucléaire reposent en grande partie sur le principe de défense en profondeur. Ce principe est fondé sur la superposition de plusieurs niveaux de protection, techniques ou organisationnels, afin de maintenir l'efficacité des barrières physiques placées entre les substances radioactives et les travailleurs, le public et l'environnement dans des conditions de fonctionnement normal, en cas d'incident et, pour certaines barrières, en cas d'accident. Le principe de défense en profondeur prévoit ainsi un ensemble de lignes de défense suffisamment indépendantes visant à :

- la prévention des anomalies, ou écarts, de fonctionnement et des défaillances des systèmes. Il s'agit de choisir pour l'installation une conception robuste et prudente, prévoyant des marges de sûreté, résistante à l'égard de ses propres défaillances ou des agressions externes ;

- le maintien de l'installation dans le domaine de fonctionnement autorisé. Il s'agit de concevoir des systèmes de régulation et de limitation qui maintiennent l'installation dans un domaine circonscrit par les limites autorisées ;

- la maîtrise des accidents à l'intérieur des hypothèses de conception. Il s'agit ici de postuler que certains accidents, choisis pour leur caractère « enveloppe », c'est-à-dire les plus pénalisants d'une même famille, peuvent se produire et de concevoir des systèmes permettant d'y faire face ;
- la prévention de la dégradation des conditions d'accident et la limitation des conséquences des accidents graves ;
- la limitation des conséquences pour les populations en cas d'accident important. Il s'agit là de la mise en œuvre de mesures de plan d'urgence incluant des mesures de protection des populations.

Cette démarche est continuellement enrichie grâce à la prise en compte du retour d'expérience national et international, avec pour objectif de faire progresser la sûreté nucléaire en France.

- Concernant les modalités de contrôles des centrales nucléaires :

Conformément aux principes fondamentaux de sûreté définis par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), les exploitants d'installations et activités nucléaires sont les premiers responsables de la sûreté de leurs installations et de leurs activités. Les onze divisions régionales de l'ASN assurent un maillage du territoire qui permet de contrôler régulièrement les installations pendant toute leur durée de vie et de s'assurer que les dispositifs et règles de sûreté sont rigoureusement respectés par les exploitants. L'organisation des inspecteurs en divisions régionales permet au contrôle de bénéficier d'une approche collective et coordonnée qui le rend plus efficace et plus homogène entre les installations sans induire des délais de déplacement excessifs pour les inspecteurs, qui passent une partie significative de leur temps sur le terrain.

L'ASN est dotée de moyens de coercition et de pouvoirs de sanction prévus par la loi, gradués selon la gravité des écarts qu'elle peut être amenée à constater. L'ASN peut sanctionner l'exploitant si celui-ci ne respecte pas la réglementation en vigueur.

- Concernant le recours à la sous-traitance par EDF:

Comme indiqué dans notre réponse du 6 février à cette même question, l'ASN reste attentive à la question de la sous-traitance chez EDF. Cette question a été prise en compte dans l'Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

- Concernant le vieillissement des centrales nucléaires et la politique énergétique nationale :

L'ASN assure au nom de l'État, le contrôle de la sûreté des installations nucléaires. Comme indiqué dans notre courrier du 6 février dernier, l'ASN n'est pas en charge de la politique énergétique nationale.

L'ASN peut demander l'arrêt d'une installation pour des questions de sûreté. Le choix de fermer une installation pour des raisons économiques est du ressort de l'exploitant.

En ce qui concerne la durée d'exploitation des centrales nucléaires, il convient de rappeler qu'en France, les installations nucléaires n'ont pas de durée d'exploitation limitée. Le code de l'environnement impose donc aux exploitants de réaliser périodiquement un réexamen de la sûreté de chacune de leurs installations. Ce réexamen est réalisé tous les dix ans. Le réexamen de sûreté est l'occasion d'examiner en profondeur l'état des installations pour vérifier qu'elles sont conformes au référentiel de sûreté applicable.

Il a en outre pour objectif d'améliorer le niveau de sûreté des installations. Dans ce but, les exigences applicables aux installations anciennes sont comparées à celles auxquelles doivent répondre les installations les plus récentes et les améliorations qui peuvent être raisonnablement mises en place doivent être planifiées par l'exploitant.

Ce réexamen est aussi l'occasion d'examiner la prise en compte des phénomènes de vieillissement en vue de se prononcer sur l'aptitude à la poursuite d'exploitation de l'installation dans des conditions satisfaisantes de sûreté. Cela suppose que l'exploitant examine et mette en œuvre des programmes de contrôle et de maintenance, anticipe le remplacement des matériels devenant obsolètes et répare, modifie ou remplace les matériels susceptibles d'être altérés. Pour les matériels non remplaçables, l'exploitant doit mettre en place des mesures visant à prévoir l'évolution de leurs propriétés et à

démontrer que, malgré ces évolutions, l'équipement est à même de résister à l'ensemble des situations de fonctionnement normal ou dégradé qu'il pourrait rencontrer, en prenant en compte les marges de sécurité fixées par la réglementation.

L'ASN contrôle ce processus avec l'appui de l'IRSN et statue sur la poursuite de l'exploitation après les visites décennales au cours desquelles sont réalisés de nombreux contrôles et modifications des installations afin de faire progresser leur niveau de sûreté, et à l'issue desquels l'ASN peut imposer des prescriptions comme ce fut le cas pour les troisièmes visites décennales des centrales de Tricastin et Fessenheim.

Un certain nombre de marges de sûreté ont été dimensionnées, lors de la conception des centrales, pour quarante ans d'exploitation. L'ASN considère que la poursuite d'exploitation des réacteurs au-delà de quarante ans n'est envisageable que si elle est associée à un programme volontariste et ambitieux d'amélioration au plan de la sûreté, en cohérence avec les objectifs de sûreté retenus pour les nouveaux réacteurs et les meilleures pratiques sur le plan international.

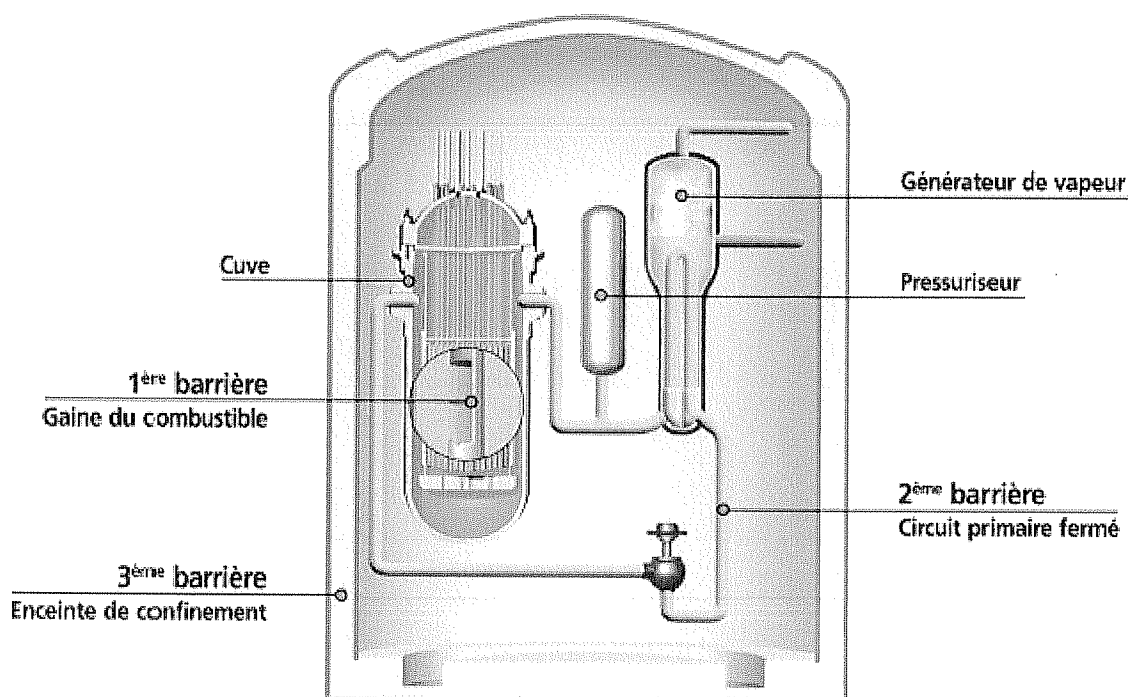
- Concernant la perte d'étanchéité des enceintes des bâtiments réacteurs :

Le confinement des matières radioactives dans les centrales nucléaires est assuré grâce à trois barrières suffisamment étanches, successives et indépendantes.

1^{ère} barrière : la gaine métallique contenant le combustible nucléaire. C'est une enveloppe étanche qui entoure l'ensemble des pastilles constituant un crayon d'uranium et constitue un premier rempart contre la dispersion des produits radioactifs contenus dans le combustible.

2^{ème} barrière : le circuit primaire. L'enveloppe du circuit primaire maintient l'étanchéité de ce circuit qui refroidit les crayons combustibles et où l'eau primaire circule en circuit fermé.

3^{ème} barrière : l'enceinte de confinement. Elle est constituée d'une paroi de béton dont la face interne est recouverte d'une peau métallique pour les centrales de 900 MW, et de deux parois de béton pour celles de 1300 MW et 1450 MW. Cette enceinte, plus connue sous le nom d'enceinte réacteur, contient notamment les grands composants du circuit primaire.



En fonctionnement normal, le confinement des matières radioactives est assuré par la première et la deuxième barrière. L'enceinte de confinement construite est conçue pour contenir, avec un taux de fuite maximum spécifié, les radionucléides provenant du réacteur en cas d'accident.

Le fonctionnement normal d'une centrale nucléaire induit des rejets d'effluents gazeux. L'ensemble de ces effluents est collecté et fait l'objet d'un traitement adapté avant le rejet via la cheminée (filtration pour les poussières et les aérosols, réservoirs de stockage pour décroissance radioactive des gaz, pièges à iodes pour retenir les halogènes...), avec des conditions définies pour ces rejets (débit ventilation, surveillance débit, activité, mesures, alarmes, modalités de surveillance de l'environnement). Les rejets d'effluents radioactifs sont soumis à autorisation au travers de prescriptions réglementaires de l'ASN. L'ASN veille à ce que ces rejets soient limités autant que possible afin qu'ils n'entraînent pas d'impact significatif sur l'environnement et la santé des populations. En France, pour l'ensemble des sites nucléaires, l'impact radiologique reste très inférieur au pour-cent de la limite de 1 mSv par an (limite réglementaire annuelle pour le public).

Les décrets d'autorisation de création des réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe imposent que l'enceinte interne puisse supporter, sans perte d'intégrité, les sollicitations résultant d'un accident très improbable, consistant en la rupture « circonférentielle » complète et soudaine d'une tuyauterie du circuit primaire avec séparation totale des extrémités (accident dit « APRP grosse brèche »). Dans les conditions de cet accident, le taux de fuite maximal de cette enceinte doit être inférieur à 1,5 % par jour de la masse de gaz contenue dans cette enceinte.

Lors de chaque visite décennale, EDF réalise une épreuve qui consiste à mettre l'enceinte interne sous une pression d'air égale à celle retenue pour le dimensionnement, pression dont la valeur intègre une marge de sécurité par rapport à la pression maximale calculée pour la situation accidentelle « APRP grosse brèche ». Cette épreuve permet de déterminer le taux de fuite d'air et de vérifier la réversibilité des déformations de l'enceinte, ainsi que son aptitude au service pour une période de dix années supplémentaires.

Lors des épreuves réalisées avant la mise en exploitation des réacteurs de 1300 MWe et 1450 MWe, puis lors des premières visites décennales des réacteurs de 1300 MWe, le critère de taux de fuite maximal a été dépassé pour certaines enceintes, notamment en raison de fuites anormalement élevées dans certaines zones dites singulières comme le gousset (zone de jonction entre le radier et le fût de l'enceinte), la ceinture torique (zone de jonction entre le fût de l'enceinte et le dôme) et la zone située autour du sas d'accès des matériels. Après examen par l'ASN et son appui technique, EDF a mis en œuvre un programme de réparation avec une peau d'étanchéité en résine, afin de restaurer l'étanchéité des zones les plus affectées. Des travaux ont ainsi été réalisés sur l'ensemble des vingt-quatre réacteurs concernés. Les épreuves réalisées lors des secondes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe et des premières visites décennales des réacteurs de 1450 MWe se sont toutes révélées satisfaisantes.

- Concernant les alimentations électriques de secours des centrales nucléaires :

Chaque réacteur est relié au réseau de transport d'électricité par une ligne appelée « ligne principale ». Avant de mettre à disposition du réseau l'énergie électrique qu'il produit, le réacteur soutire (via le transformateur de soutirage TS) l'énergie électrique nécessaire aux matériels indispensables à son fonctionnement, ainsi qu'aux matériels nécessaires à la sûreté de l'installation. En cas d'incident sur la ligne principale, il est capable de s'isoler du réseau de transport d'électricité et, via son transformateur de soutirage, il peut continuer à alimenter lui-même ses équipements ; cette procédure est appelée « îlotage ».

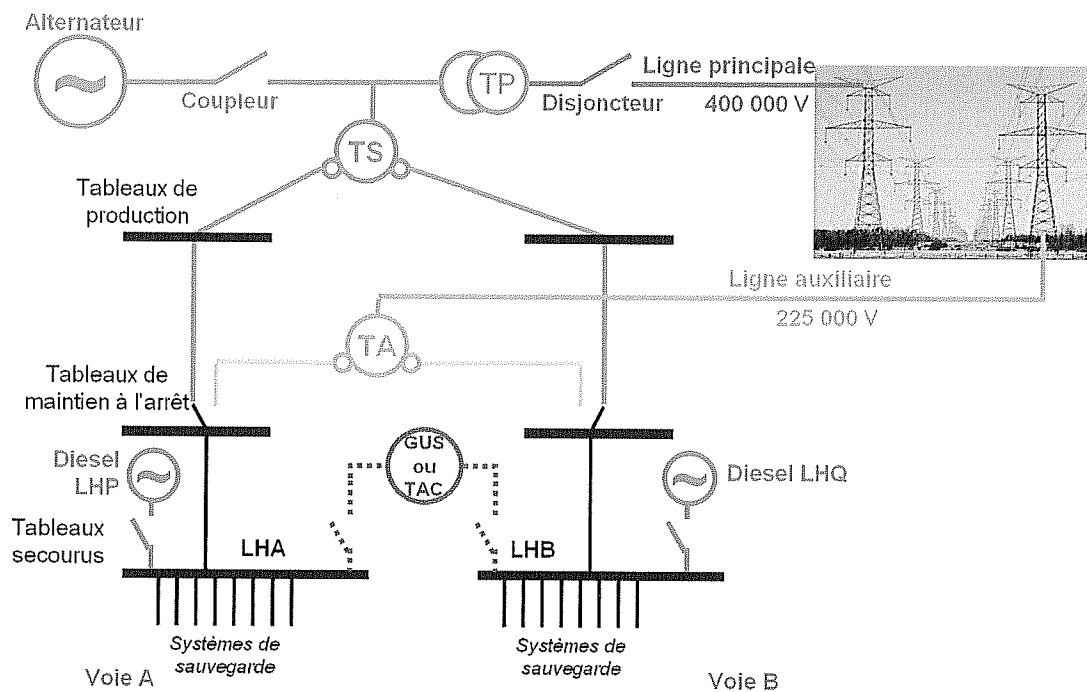
Lorsque le réacteur ne produit pas d'électricité ou en cas d'indisponibilité de la ligne principale, l'alimentation des tableaux se fait alors via une seconde ligne, appelée ligne auxiliaire. Le réacteur est alors alimenté directement par le réseau de transport d'électricité, via le transformateur auxiliaire (TA).

Pour disposer sur site de sources électriques d'énergie suffisante, chaque réacteur dispose de sources internes de secours conventionnelles redondantes et capables d'alimenter les tableaux électriques indispensables au bon fonctionnement des matériels de sûreté. Les sources de secours conventionnelles d'un réacteur sont ainsi constituées de deux groupes électrogènes de secours à moteur diesel sur les réacteurs du parc en exploitation et de quatre groupes électrogènes principaux sur le réacteur EPR.

Chaque centrale nucléaire dispose également d'une source d'énergie interne de secours supplémentaire dont la technologie diffère suivant le palier auquel elle appartient :

- sur le palier 900 MWe, un groupe électrogène à moteur diesel d'ultime secours (GUS) par site ;
- sur les paliers 1300 MWe et N4, une turbine à combustion (TAC) par site ;
- sur le réacteur EPR, deux groupes électrogènes à moteur diesel d'ultime secours (SBO) par réacteur.

Des batteries électriques, d'une autonomie d'une heure sur les réacteurs du parc en exploitation et de deux heures sur le réacteur EPR, permettent en outre d'assurer et de garantir la continuité de l'alimentation électrique de certains équipements importants lorsque les groupes électrogènes ne sont pas en fonctionnement.



En cas de perte des alimentations électriques externes, les sources d'énergie internes de secours (groupes électrogènes de secours à moteur diesel, groupes électrogènes d'ultime secours, turbine à combustion) permettent l'alimentation des tableaux électriques indispensables au bon fonctionnement des matériels de sûreté.

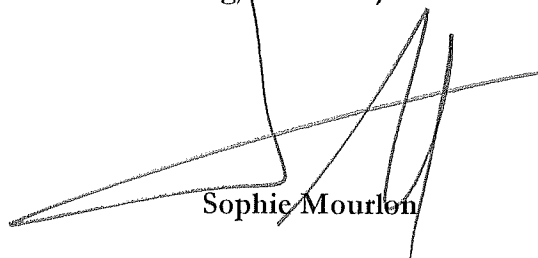
Pour faire face à la perte des sources électriques externes et des sources internes de secours précitées, et afin d'alimenter certains matériels critiques pour la gestion de cette situation, des équipements spécifiques sont prévus :

- sur chaque réacteur du parc en exploitation, une ultime source d'énergie électrique de type turbo-alternateur (LLS) alimenté par la vapeur des générateurs de vapeur (GV). Il permet d'assurer l'alimentation électrique des équipements minimaux de conduite, de l'éclairage d'ultime secours et d'une pompe permettant de maintenir la pression dans le circuit primaire.
- sur le réacteur EPR, deux batteries spécifiques (dites batteries « 12 heures »). Elles permettent notamment d'alimenter le contrôle-commande consacré aux accidents graves (CCAG), le pupitre consacré aux accidents graves (PAG), la filtration de l'iode de l'espace entre enceinte, les vannes d'isolement enceinte externes et l'éclairage de sauvegarde de la salle de commande, du local technique de crise et de la station de repli.

Enfin, pour les réacteurs du parc en exploitation, à la suite des évaluations complémentaires de sûreté menées après l'accident de Fukushima, l'ASN a prescrit l'installation d'un groupe électrogène d'ultime secours renforcé sur chaque réacteur.

Espérant avoir répondu à vos questions, je vous prie d'agréer, Madame, l'expression de mes salutations distinguées.

La directrice générale adjointe de l'ASN



Sophie Murlon