

Dialogue technique sur le 4^{ème} réexamen périodique des réacteurs 900 MWe

Compte-rendu de la réunion du 26 juin 2018

1) Introduction

L'ANCCLI, l'ASN et l'IRSN ont mis en place un nouveau cycle de dialogue technique sur le 4^{ème} réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, afin de suivre les instructions techniques qui seront menées dans les mois et années à venir (vieillesse, conformité, agressions internes et externes, accidents graves...).

Ce dialogue technique avec les membres de CLI, d'associations et d'experts non institutionnels a pour objectif :

- ⇒ d'échanger pendant les instructions des différents thèmes sur les attentes des acteurs de la société et de recueillir leurs questions,
- ⇒ d'accompagner la montée en compétence des acteurs de la société sur ces sujets.

Ce dialogue est complémentaire de la concertation du public sur la phase générique qui sera mise en œuvre sous l'égide du HCTISN. Il pourra en effet permettre aux experts de la société civile de contribuer à l'information du public dans le cadre de cette concertation. Les éléments issus de ce dialogue ont ainsi vocation à alimenter la plateforme qui sera mise en place dans le cadre de la concertation du public.

La première réunion de ce dialogue technique s'est déroulée le 30 novembre 2017 et avait pour objet l'examen de la conformité et la maîtrise du vieillissement des réacteurs 900 MWe. La deuxième réunion de ce dialogue technique s'est déroulée le 11 juin 2018 et avait vocation à présenter les dispositions prises et envisagées pour anticiper et faire face aux risques d'agressions internes et externes

La troisième réunion de ce cycle s'est déroulée le 26 juin 2018 avec pour objectif d'aborder les mesures prises et envisagées dans le cadre de ce 4^{ème} réexamen pour faire face à un accident grave, ainsi que les dispositions du noyau dur décidé suite à l'accident de Fukushima pour éviter un tel accident.

2) Principaux sujets de discussion

La journée s'est déroulée en 6 parties :

- **Une première partie relative au contexte et aux questionnements de la société civile**, avec une première présentation par l'ASN du contexte, du calendrier et des objectifs liés aux accidents graves et au noyau dur post-Fukushima, suivie d'une présentation par l'ANCCLI des questionnements de la société civile,
- **Une deuxième partie relative aux dispositions prises et envisagées afin d'éviter l'accident grave**, avec une présentation par l'IRSN des dispositions du noyau dur prévues pour maîtriser une perte totale des alimentations électriques ou de la source froide en situation d'agression externe extrême, suivie d'un temps d'échanges,

- **Une quatrième partie relative aux mesures prévues pour faire face à l'accident grave,** avec une introduction de l'ANCCLI, suivie d'une deuxième présentation d'EDF sur la définition d'un accident grave et sur les dispositions prévues pour tendre vers l'EPR, et d'une troisième présentation de l'IRSN sur les thématiques de l'instruction de l'IRSN sur les accidents graves, accompagnées d'un temps d'échanges,
- **Une cinquième partie relative aux aspects organisationnels et humains,** avec une présentation d'EDF sur les dispositions organisationnelles et humaines de l'exploitant pour gérer ces situations d'accidents et en limiter les conséquences, suivie d'un temps d'échanges,
- **Une sixième et dernière partie de discussion générale et de conclusion,** avec un tour de table des questions soulevées par les participants, et un point d'EDF sur le dispositif de concertation sur les VD4-900 prévue à l'initiative du HCTISN, suivis d'un temps de conclusion par les organisateurs.

Les présentations ont fait émerger un nombre important de questions de la société civile, témoignant de la pertinence de l'événement. Le recueil de l'ensemble des questions posées au cours de cette journée de dialogue est repris, *in extenso*, au paragraphe 3 du présent compte-rendu. Des réponses ont été apportées par les différents intervenants. Elles ne sont pas reprises dans ce compte-rendu.

Les participants se sont beaucoup interrogés sur la manière dont étaient instruits les dispositions envisagées liées au retour d'expérience de l'accident de Fukushima, concernant le noyau-dur, mais également les facteurs organisationnels et humains.

Concernant les mesures pour faire face à un accident grave, les présentations ont apporté des explications quant aux améliorations envisagées dans le cadre du 4^{ème} réexamen : les participants se sont attelés à bien comprendre les raisonnements à l'œuvre et à questionner les méthodes de modélisation et d'essai retenues. Le refroidissement du corium, les risques hydrogène, les dispositifs d'éventage et de filtration, ainsi que le risque d'accident grave dans les piscines de désactivation, sont les sujets principalement abordés. Certaines améliorations possibles sont encore en cours de discussions et la question de l'aboutissement des réflexions avant les décisions concernant le 4^{ème} réexamen se pose.

Par ailleurs, plusieurs participants questionnent le rôle des travailleurs du nucléaire, et notamment des sous-traitants, dans la gestion de crise. Un représentant d'EDF a précisé la manière dont les équipes d'EDF interviendraient en cas d'accident et l'articulation entre les équipes de la force d'action rapide nucléaire (FARN) et les travailleurs des sites.

En outre, et plus largement, certains participants s'interrogent sur l'articulation des différents sujets abordés lors des trois journées de dialogue, ainsi que sur les suites de ce dialogue et l'interaction avec le processus d'instruction.

3) Questions soulevées par les participants

Le présent paragraphe reprend *in extenso* les questions soulevées par les participants au cours de la réunion, un des objectifs de ce dialogue étant de recueillir les questions des participants qui pourraient être instruites dans le cadre du 4^{ème} réexamen des réacteurs 900 MWe. Ce paragraphe ne précise pas les éléments de réponses qui ont été apportées par les intervenants au cours de la réunion.

Questions portant sur le noyau dur post-Fukushima

- Pourquoi le déploiement du noyau dur, qui devrait se faire dans les plus brefs délais, est prévu dans le cadre d'un délai supplémentaire de 4 ans ?
- Concernant les soupapes (du pressuriseur et du GCTa), ce matériel est-il inclus dans le noyau dur ?
- Au niveau des calendriers de mise en œuvre des noyaux durs, où en est-t-on, notamment pour les diesels d'ultime secours (DUS) ? Y-a-t-il des retards particuliers ?
- Des pompes sont prévues pour faire fonctionner le système ; y a-t-il une seule pompe ? Est-elle doublée ou triplée, en cas de panne ?
- Quel est l'intérêt d'injecter de l'eau dans les puisards en prévention ?
- Par rapport au schéma présenté sur le Tricastin, la source d'eau froide semble être puisée dans le canal proche du site. Or en cas de séisme du noyau dur, on n'est pas certains que la digue puisse tenir. Y a-t-il une autre solution pour le Tricastin ?
- Concernant l'échangeur EASu, une partie est prise en charge par la FARN avec une moto-pompe par rapport à la source froide, mais concernant la deuxième partie, où elle est prise à partir de l'échangeur ? Que refroidit-on ? (de l'eau ? du corium ?) Que se passe-t-il dans la partie intérieure de l'échangeur ?
- En regardant les schémas, on s'aperçoit qu'il y a un certain nombre de choses automatiques, avec des postes de commande. En cas de séisme, quel est le lien entre le lieu de commande et le lieu où l'on doit agir ? Ce lien est-t-il sécurisé, et le cas échéant, quels sont les risques
- Quels sont les aspects par rapport aux rejets non-contrôlés massifs, hors fusion du cœur ?

Questions portant sur les facteurs organisationnels et humains (FOH) et la FARN

- Les personnels des sites ne seraient-ils pas utiles pour minimiser un impact éventuel ? Cette question fait-elle partie de l'instruction ?
- En matière d'accident, prenez-vous systématiquement en compte la façon dont les équipes prennent conscience de la situation ?
- Pourquoi les salariés sous-traitants ne sont-ils pas impliqués en situation d'accident grave ?
- Dans le cadre des VD4, quelle est l'organisation du personnel prévue compte tenu du besoin en main d'œuvre et en compétences ?
- Concernant le site de Bugey, deux visites décennales risquent de se chevaucher en 2020, excepté si l'on arrête un réacteur en plein hiver. Comment les choses vont-elles s'organiser ?
- La VD4 aborde-t-elle la question de l'impact de la sous-traitance sur les résultats et le travail ? L'absence de convention spécifique pour l'ensemble des sous-traitants a-t-elle un impact ? Les centrales d'achat d'EDF se basent-elles sur le coût du travail ou sur la qualité ?

- Le fait de retrouver sur le site de Paluel un prestataire qui a fait un malaise dans son bureau, 4 jours après, n'est-ce pas le signal qu'il faille donner plus d'importance aux facteurs organisationnels et humains ?
- Avec la disparition des CHSCT, ne serait-il pas important de prendre en compte plus encore qu'aujourd'hui les facteurs organisationnels et humains dans le cadre de l'instruction ?
- Quelle sera l'intégration des modifications prévues dans le fonctionnement normal des sites, en termes de formation par exemple ? Quel est le programme d'essai site par site ?
- Les circulations de personnes sur sites peuvent être un peu différentes des situations normales. Y-a-t-il des études spécifiques relatives aux conditions de sécurité de cette circulation des personnes en cas d'accident grave ou nécessitant l'utilisation du noyau dur ?
- Qu'est-il prévu en dehors de la FARN pour que le personnel soit présent et formé aux situations de crise ?
- N'est-il pas inquiétant de devoir ouvrir le SAS personnel pour ouvrir la vapeur ?
- A Fukushima, le cœur a commencé à fondre au bout de 5 heures. Cela donnerait-il suffisamment de temps pour amener les équipes de la FARN sur place ?

Questions concernant l'accident grave dans les piscines de désactivation

- Un accident grave a été défini jusque récemment comme étant un accident dans lequel le combustible était considérablement dégradé avec fusion du cœur plus ou moins étendue dans le bâtiment réacteur. Cette question a été prise en compte de façon très récente. Comment expliquez-vous que le risque lié au bâtiment combustible ne soit pas considéré dans les accidents graves ?
- Pourquoi ne pas aborder au fond la problématique de l'accident grave sur les piscines de combustibles, *a fortiori* sur les piscines de réacteurs 900 MWe qui sont chargées en Mox, thermiquement beaucoup plus chargées ? Les scénarios montrent que le potentiel de relâchement de radioactivité d'un accident grave sur une piscine peut aller au-delà de celui d'un accident grave ou majeur sur le bâtiment combustible, donc la question mérite d'être contrôlée. Ces risques sont-ils instruits ?
- Qu'en est-il des accidents graves pour les piscines ?

Questions concernant le risque hydrogène

- Concernant la prévention du mode « γ » de défaillance de l'enceinte de confinement, l'efficacité des recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène n'est pas acquise pour un certain nombre de situations de fonctionnement, telles que le renoyage de la cuve pendant la dégradation du cœur suite à une action inopportune, l'augmentation locale du débit vapeur, l'échauffement direct de l'enceinte de confinement ou la phase tardive d'un accident de pressurisation lente de l'enceinte (mode « δ ») (IRSN, 2013 ; Jacquemain et al., 2013). Des avancées sont-elles intervenues sur ce point ?
- L'efficacité des recombineurs est réputée aléatoire dans deux cas de figure : en phase initiale de fusion du cœur (si la cinétique de recombinaison est insuffisante au regard de la cinétique de production d'hydrogène) et en cas de concentrations locales d'hydrogène dans des zones éloignées des recombineurs (si les concentrations sont supérieures au seuil d'inflammabilité) (Cérénino, 2008 ; ASN, 2003). Des avancées sont-elles intervenues sur ce point ?

- Diverses substances générées par la fusion du cœur, par l'interaction corium-béton et plus généralement par l'accident, réduisent l'efficacité des recombineurs d'hydrogène. Certaines conditions ambiantes peuvent également en retarder le démarrage. Des améliorations ont-elles été apportées sur ce point ?
- Les recombineurs peuvent dans certaines circonstances être à l'origine du démarrage d'une réaction de combustion d'hydrogène. Des améliorations ont-elles été apportées sur ce point ?
- Le niveau de concentration d'hydrogène pour que l'atmosphère devienne explosive est de l'ordre de 6 %. Afin de tendre vers l'EPR, on prévoit la récupération du corium et de son noyage, en le mélangeant avec l'eau notamment. Ce procédé tendra-t-il à produire de l'hydrogène et donc un risque important d'explosion ?
- Avec l'interaction entre le corium et le béton, et entre le corium et l'eau, lorsque l'on renvoie ce corium, on va forcément avoir des grosses quantités de rejets d'hydrogène. Est-ce que l'on procède à un redimensionnement des recombineurs auto-catalytiques passifs ?
- Le risque hydrogène existe, toutefois il en faut quand même une certaine quantité et le volume des enceintes est important. Comment ce risque pourrait faire exploser l'enceinte des bâtiments réacteurs ?
- Quel est le risque d'explosion lié à l'hydrogène dans l'enceinte du bâtiment réacteur ?
- Qu'en est-il du risque hydrogène appliqué aux piscines EDF, alors même que lors de l'accident de Fukushima il ne s'est rien passé de ce type ? Qu'en pense l'IRSN ?

Questions concernant le risque de mise en pression de l'enceinte et le dispositif « U5 »

- L'enceinte de confinement de l'EPR est complètement close. On peut donc monter en pression rapidement sans mise à l'air libre possible, a contrario d'autres modèles à l'étranger. L'IRSN pense d'ailleurs que c'est une erreur. Pouvez-vous me le confirmer ?
- Pourquoi l'IRSN n'est-il pas favorable à ce qu'EDF ouvre le circuit primaire pour dépressuriser, notamment en ouvrant les soupapes ? Quels sont les risques liés à la refermeture de ces soupapes ?
- Vous avez parlé d'ouvrir le circuit primaire en vue de dépressuriser l'enceinte, ce qui sous-entend que l'enceinte sera contaminée. Comment fait-on pour intervenir ? A quel taux de radiation peut-on alors s'exposer ?
- Quel est le risque d'explosion de vapeur lors du renoyage de corium, qui entretient des températures très élevées ?
- Pour un réacteur de 1300 MWe, la capacité du dépressuriseur à sable à ramener la pression de l'enceinte à une valeur acceptable dans un délai minimal est réputée insuffisante (GSIEN, 2004). Qu'en serait-il pour les réacteurs de 900 MWe en cas d'accident grave survenant sur un réacteur, voire simultanément sur deux réacteurs jumelés dotés d'un dispositif unique d'éventage-filtration ?
- Suite à la demande de l'ASN, EDF (2013) a indiqué envisager, sous réserve de faisabilité, la mise en œuvre d'une disposition permettant de préserver l'intégrité de l'enceinte de confinement sans ouverture du dispositif U5 (« EAS ultime »). Quel est l'état d'avancement de ce projet ?
- Dans les 900 MWe et à la demande d'EDF, la plage d'ouverture du dispositif est passée de 5 à 7 bar absolu, conduisant ainsi à minimiser la marge de sécurité entre la pression de ruine de l'enceinte et la pression atteinte dans l'enceinte majorée du pic de pression éventuellement consécutif à une explosion d'hydrogène. Selon EDF (2015), le niveau de dose atteint sur le site après un accident grave qui nécessiterait un éventage de l'enceinte ne remet pas en cause

l'habitabilité de la salle de commande et la capacité du personnel à réaliser les interventions nécessaires sur l'installation, contredisant l'argument avancé par l'exploitant en 2001 pour étendre la plage d'ouverture du filtre U5. Cette disposition sera-t-elle maintenue ? Le percement du radier pourrait-il dans certaines situations intervenir avant l'atteinte des critères d'ouverture du dispositif, comme cela semble plausible pour les réacteurs de 1300 MWe (IRSN, 2013) ?

- Le dispositif d'éventage-filtration ne retient pas l'iode organique gazeux, qui peut être présent dans l'enceinte de manière significative. Le dispositif « puisards basiques » envisagé par EDF afin de limiter fortement les rejets en iodes lors de l'utilisation du dispositif U5 est-il opérationnel ? Quel est l'état d'avancement du projet PASSAM (IRSN) relatif à l'amélioration des moyens de filtration et de piégeage des produits de fission susceptibles d'être rejetés dans l'environnement ? Ces dispositions concernent-elles les rejets en iode organique gazeux ?
- En termes de fiabilité du dépressuriseur à sable, qu'en est-il d'un éventuel risque de colmatage du pré-filtre, de la saturation du filtre dans la durée et du chargement du filtre en cas d'explosion localisée d'hydrogène dans l'enceinte de confinement ?
- En termes de fiabilité du dépressuriseur à sable, quelles sont les parades disponibles concernant :
 - le risque d'échec de l'ouverture du dispositif d'éventage-filtration (ASN, 2013a), au demeurant sous-estimé (IRSN, 2013),
 - le risque d'explosion à l'intérieur du filtre (EDF, 2014),
 - le non dimensionnement du dispositif au séisme ?
- Le principe du dispositif U5 n'est-il pas qu'il ne faudrait pas l'ouvrir ?
- Les solutions techniques présentées pour améliorer la filtration de l'iode seront-elles mises en œuvre pour la VD4 ?
- Il y a autour de toutes ces préoccupations à croiser en permanence les réflexions de conformité et de vieillissement. Comment la robustesse de l'enceinte évolue-t-elle compte tenu du vieillissement du béton ?

Questions concernant le corium et son refroidissement

- L'étalement du corium devant se faire sur une surface sèche, qu'est-ce qui assure que le puits de cuve est sec ?
- Pourquoi le corium est-il surtout constitué des oxydes fondus ?
- Ce corium étant actif et s'auto-alimentant en chaleur, quel est son temps de refroidissement ?
- Le système a-t-il la capacité pour évacuer la puissance totale dégagée par le corium ?
- L'étalement du corium est-il régulier ou irrégulier ? Son augmentation en volume est-elle régulière ou irrégulière ?
- Il est question de 2 tonnes pour faire des essais d'interaction. A quelle température montez-vous avec ces essais ?
- Comme on a une dissociation avec le corium, n'y-a-t-il pas un matelas de gaz entre le corium et l'eau ? Ceci aboutirait à un isolant thermique et il serait impossible de refroidir.
- Avez-vous fait vos essais sur des combustibles qui s'auto-alimentaient, avec une réaction en chaîne entretenue et assimilable aux combustibles radioactifs ?
- Concernant la possibilité d'un refroidissement rapide de 2500 à 1600°C, permis par l'interaction entre l'eau et le corium, peut-on être aussi affirmatif ?

- En termes d'expérience, les modélisations sont de l'ordre de quelques pourcents de la masse d'un cœur complet ; et les essais sont effectués sur des matériaux qui ne reconstituent pas totalement les conditions réelles du matériau radioactif. On a par ailleurs malheureusement des expériences grandeur réelle, où le REX nous démontre que l'on est assez démunis pour comprendre la manière dont le système s'est comporté. On est face à un système extrêmement complexe, sensible à de multiples facteurs. Quel est l'ordre de grandeur des incertitudes sur le comportement du système dans toute sa complexité ? Quel est l'ordre de grandeur en termes de marges que les dispositions présentent vis-à-vis d'effets faibles qui les rendraient inopérantes par rapport aux objectifs visés ?
- Est-il possible de s'attacher non seulement à l'aspect déterministe du phénomène, mais aussi à son aspect chaotique ? Analogie avec le système météorologique : on connaît bien les phénomènes mais on ne sait pas prévoir précisément.

Questions concernant la percée du radier

- Concernant la traversée du radier béton : la procédure U4 permettait d'éviter l'éventuelle dispersion de radioéléments. Dans ce cadre, la construction d'une enceinte géotechnique était prévue pour limiter la contamination. L'enceinte prévue est-elle opérationnelle aujourd'hui ?
- Les réacteurs du Bugey sont les seuls à avoir une dalle alvéolée. En cas de fusion et de percement de la première dalle, toute la structure du radier serait anéantie, ce qui pourrait conduire brutalement à une destruction de l'enceinte de confinement. Comment ce cas particulier va-t-il être traité ?

Questions concernant le risque de perte d'alimentation électrique

- En situation de perte totale des alimentations électriques avec défaillance du turboalternateur de secours et comme le préconise l'IRSN (2011), des dispositifs mobiles permettant aux équipes du site d'accéder aux mesures de la pression enceinte et de la pression en cuve dès les premières heures de l'accident et en toutes circonstances sans attendre le secours des FARN sont-ils disponibles à ce jour ? Notamment lorsque les DUS ne sont pas installés ? Y-a-t-il une réponse à cette préconisation de l'IRSN ?
- De quelle puissance électrique aurez-vous besoin pour alimenter les pompes primaires et le contrôle commande ?

Questions concernant la chute des grappes

- N'est-il pas inquiétant de constater que garantir la chute de toutes les grappes est un objectif non atteignable selon l'IRSN ?
- Concernant la non-chute des grappes, y-a-t-il un chiffrage disponible de ce qui peut rester éventuellement, et de l'impact ?
- La chute des grappes constitue une des sécurités ultimes sur les 900 et 1300 MWe qui protège de toute excursion de puissance. Où en est-on ? Combien y-a-t-il de grappes ? Peut-on être plus précis sur ces éléments ?

Questions concernant les scénarios d'accidents

- L'approche par état est-elle une problématique réellement prise en considération ?
- Quels sont les scénarios d'accident, comment sont-ils communiqués et discutés au sein des différentes instances ?
- Dans la cinétique qui pourrait conduire à un accident, considérez-vous la cascade d'incidents mineurs non-maîtrisés (vannes qui ne s'ouvrent ou ne se referment pas) ?
- Lors de l'instruction, l'exploitant doit montrer la résistance des bâtiments à un certain nombre d'agressions. Le risque de chute d'avion, commercial ou non, est-il instruit ?

Questions concernant la sécurité

- Pourquoi serait-il impossible de bunkériser les piscines ? Ca mériterait d'être discuté, même si c'est très coûteux.
- Comment articule-t-on sécurité et sûreté dans le cadre de ces VD ?
- Comment la sécurité sera-t-elle prise en compte pendant les VD4 ?
- Comment l'interaction sûreté/sécurité est gérée en cas d'accident grave, puisqu'on parle d'ouvrir des exutoires ?

Questions portant sur l'instruction, le dialogue et la concertation

- EDF a-t-il apporté ses réponses au courrier de l'ASN reprenant des demandes de l'ANCCLI ? Ces documents pourraient-ils être rendus publics ?
- L'IRSN ne devrait-il pas s'autoriser davantage à faire des propositions alternatives à celles de l'exploitant ?
- Serait-il possible d'obtenir un compte-rendu des questions et des réponses posées lors de ces échanges, notamment lorsque les réponses aux instructions auront été apportées, même a posteriori ?
- Pourquoi n'entend-on pas l'avis des personnes provenant de l'IRSN, l'ASN, l'exploitant et l'ANCCLI, notamment au sujet de l'utilité qu'ils associent à ces dialogues techniques ?
- Il existe encore des points de discussion de recherche, de propositions de solutions techniques. Quand ces réflexions vont-elles aboutir et sera-t-on informé ? Comment ?
- Quelle suite donner aux débats d'aujourd'hui vis-à-vis du grand public ?
- Dans les présentations, ne serait-il pas intéressant d'utiliser les calculs et les marges précises afin que les personnes qui connaissent bien puissent aussi obtenir des informations précises ?
- Serait-il possible d'avoir une publication annuelle de où en est la mise en œuvre des prescriptions post-Fukushima par réacteur ? De même pour les VD4 ? Quid des engagements en matière de sûreté pour « tendre vers l'EPR » ?
- Comment croise-t-on les trois problématiques abordées lors de ce cycle : le vieillissement, les agressions, les accidents graves ?
- Est-il possible d'avoir des éclairages étrangers, même si les VD sont une spécificité française ?
- L'instruction s'emploie-t-elle à déterminer des « critères de fin de vie » ?
- Comment caractérise-t-on les incertitudes et les marges ?
- Les options retenues par l'exploitant pour atteindre un certain nombre d'objectifs seront-elles mises en perspectives avec d'autres alternatives ?

- Au sujet de la concertation sur les VD4 qui aura lieu à partir de septembre, que comptez-vous en faire ? Quels sujets seront abordés et quels enjeux seront soulevés ? Comment rendrez-vous compte de la participation ?
- Quelle articulation à venir entre les dialogues techniques, les groupes permanents et les VD4 en elles-mêmes ?

Questions relatives aux coûts

- Les coûts de ce réexamen sont-ils inclus dans le coût du grand carénage ?
- Pourrait-on avoir accès aux études quantifiées des coûts et conséquences par centrale en cas d'accident ?
- Ne faut-il pas mesurer les contraintes financières pesant sur l'exploitant compte tenu de l'augmentation du nombre de contrôles ?
- Un système de prime au CO₂ pourrait-il être instruit et attribué à EDF ?

4) Conclusion

L'ANCCLI, l'ASN et l'IRSN remercient les participants pour la qualité de leurs questionnements, ainsi que les intervenants pour la pédagogie de leurs présentations, sans. Les questions posées montrent l'intérêt de ce dialogue technique et renforcent la conviction qu'il est vraiment utile.

Pour l'ANCCLI, l'intérêt de ce dialogue technique est de se dérouler pendant les instructions sur le 4^{ème} réexamen. Cependant, il est nécessaire qu'il ne soit pas à sens unique. Les éléments issus de ce dialogue devraient par ailleurs permettre d'alimenter la concertation sur ce 4^{ème} réexamen, à laquelle l'ANCCLI et les CLI vont participer. Il sera nécessaire de faire de la pédagogie pour rendre ces sujets accessibles à un public plus large. L'ANCCLI va demander à ce que les questions issues de ce dialogue soient présentées lors des réunions des groupes permanent d'experts de l'ASN correspondantes.

Pour l'ASN, dont l'information du public est une des missions essentielles, l'intérêt de ce dialogue réside dans le fait qu'il se déroule alors que les instructions sont encore en cours et donc avant ses prises de décisions. Il est à noter que les présentations de cette journée n'ont pas occulté les vrais sujets techniques et difficultés. Les questions et préoccupations de ce dialogue éclaireront et seront prises en compte dans les décisions qui sont collégiales. L'ASN aura le souci d'éclairer les sujets qui font l'objet de préoccupation du public dans ses décisions. L'ASN encourage également les participants à démultiplier les points abordés lors de ces journées dans les CLI en particulier sur les points spécifiques à chaque site.

Pour l'IRSN, énormément de questionnements techniques rejoignent les questionnements de l'IRSN en cours d'instruction. Ceci montre la pertinence des sujets identifiés comme étant à creuser. Par exemple, la dimension socio-technique de la maîtrise des accidents a beaucoup été abordée lors de cette réunion et c'est effectivement un sujet majeur ; ces questions seront donc regardées attentivement dans le cadre des instructions en cours et à venir. D'une manière générale, les questions posées pendant ce dialogue sont transmises et analysées par les pilotes des expertises, conduisant dans certains cas à poser de nouvelles questions à EDF. La rédaction des avis de l'IRSN portera une attention particulière à orienter

les développements et conclusions autour des questions générales issues de ce dialogue, dans l'objectif de leur donner une vraie visibilité.

Concernant la suite de ce dialogue, le COPIL aura à décider des sujets qui mériteraient un retour lorsque les instructions auront avancé. D'ores et déjà, les échanges montrent le besoin d'explicitier la maîtrise du vieillissement - par exemple au travers de notions comme les critères de fin de vie ou de marges - la chute d'avion, l'hydrogène, la manière de tendre vers EPR.

ANNEXE

Contribution reçue de Suzanne Gazal

**Contribution à la réunion du Dialogue technique du 26 juin 2018
relative au quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe
Les accidents graves et le noyau dur post-Fukushima**

Suzanne GAZAL
Expert scientifique
Problématiques nucléaires
Perception et gestion des risques

Introduction

Historiquement, un accident grave se produisant sur un réacteur nucléaire à eau sous pression est défini comme un accident dans lequel le combustible est significativement dégradé avec *fusion plus ou moins étendue du cœur* (Jacquemain *et al.*, 2013). Cette fusion est la conséquence d'une élévation importante de la température des matériaux composant le cœur, résultant elle-même d'une absence prolongée de refroidissement de celui-ci par le fluide caloporteur. Ce type d'accident ne pouvant survenir qu'à la suite d'un grand nombre de dysfonctionnements, ce qui rend sa probabilité très faible (Cérénino, 2008). Mais le scénario n'en reste pas moins plausible, et en tout état de cause supérieur à l'objectif probabiliste global de 10^{-6} par an défini en 1977 et 1978 par le Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN) pour la survenue de « conséquences inacceptables ».

Si le processus de fusion ne peut être arrêté dans la cuve du réacteur par refroidissement du cœur dégradé, l'accident peut dans certaines conditions conduire à plus ou moins brève échéance à une *perte d'intégrité du confinement* conduisant à des rejets à l'extérieur du site (*I.c.*, 2013).

L'accident grave ainsi défini correspond aux niveaux 5 à 7 de l'échelle INES de gravité des incidents et accidents nucléaires. Néanmoins et dans la continuité des travaux de Rasmussen *et al.* (1975), il a été initialement limité à la fusion du cœur.

Le contexte

L'accident grave et la question de l'évaluation des termes-sources (études probabilistes de niveau 2 - EPS2)

Concernant la perte d'intégrité du confinement, plusieurs modes possibles de défaillance de celui-ci ont alors été identifiés :

- le défaut d'étanchéité de l'enceinte de confinement initial ou rapidement induit (traversées, sas...) (mode « β »),
- l'explosion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement, conduisant à la perte de son étanchéité (mode « γ ») ;
- l'explosion de vapeur dans la cuve ou dans le puits de cuve, résultant d'une interaction entre le corium et l'eau de refroidissement et provoquant la défaillance à court terme de l'étanchéité de l'enceinte de confinement (mode « α ») ;
- la mise en surpression lente de l'enceinte de confinement conduisant à la perte de son étanchéité (mode « δ ») ;
- l'attaque du radier en béton par le corium¹ suite à la défaillance de la cuve, conduisant à la traversée du radier (mode « ε ») (Jacquemain *et al.* 2013).

¹ Magma résultant de la fusion du cœur et des matériaux de structure (qui supportent le combustible dans la cuve en fonctionnement normal), maintenu en fusion par le dégagement de la puissance résiduelle due à la décroissance radioactive des produits de fission qui y sont piégés.

Dans ce contexte, les études réalisées en 1977-1979 par l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN) sur la fusion du cœur dans le bâtiment réacteur ont conduit à la définition de trois types de rejets (les *termes-sources* « S »), de probabilité croissante et de gravité décroissante (Gazal *et al.*, 2016) :

- « S1 », qui correspond à une défaillance de l'enceinte de confinement à *court-terme*, soit quelques heures au plus après le début de l'accident (modes α , β , γ), et à la dispersion dans l'atmosphère de quelques dizaines de pour cent de l'inventaire du cœur² pour les produits de fission volatils ;
- « S2 », qui correspond à des rejets directs dans l'atmosphère dus à une perte d'étanchéité de l'enceinte de confinement survenant *un ou plusieurs jours plus tard* (modes δ , ϵ), et à la dispersion dans l'atmosphère de quelques pour cent de l'inventaire du cœur ;
- « S3 », qui correspond à des rejets dans l'atmosphère *indirects et différés (plus de 24 heures après le début de l'accident)* par des voies permettant une *réretention significative* des produits de fission, et à la dispersion de quelques pour mille de l'inventaire du cœur.

A la fin des années 1980 et comme l'indique le Rapport 2016 du Comité scientifique de l'ANCCLI relatif aux Plans particuliers d'intervention³, plusieurs postulats ont conduit à écarter les termes sources S1 et S2 :

- les modes de défaillance de l'enceinte de confinement de type S1 sont extrêmement peu probables voire « non plausibles » - postulat renforcé par le recours possible à une procédure de prévention du mode de défaillance « β » dite U2 et par la mise en place, dans les années 2000, d'un système de prévention du mode de défaillance « γ » (les recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène) ; ils constituent un risque « résiduel » et n'appellent pas de dispositions particulières ;
- les conséquences potentielles d'une défaillance de type S2 ne sont pas gérables par un PPI ; mais la possibilité de recourir à une procédure dite U5 (installation d'un système d'éventage-filtration⁴ dans les années 90) a fait passer le mode « δ » de défaillance de l'enceinte dans la catégorie S3. Il en a été de même pour le mode « ϵ » (recours à la procédure U4).

Le seul mode de défaillance de l'enceinte de confinement retenu était donc le terme-source S3, qui correspond à des rejets différés et à des scénarios d'accidents « raisonnablement pénalisants » en termes de rejets dans l'environnement et de conséquences radiologiques hors du site (*l.c.*, 2016).

La prise en compte en 2000 de situations accidentelles « à *cinétique rapide* mais aux *conséquences minimales* » par rapport au scénario d'accident majeur, vient nuancer le postulat du seul accident de type S3 sans toutefois le remettre en question (*Ibid.*).

Le Rapport du Comité scientifique de l'ANCCLI émet à cet égard des réserves, qui sont de trois ordres :

- **des incertitudes majeures caractérisent tous les modes de défaillance de l'enceinte de confinement identifiés initialement.**
- **des modes de défaillance de l'enceinte de confinement identifiés ultérieurement** n'ont pas été pris en compte pour caractériser les termes-sources.
- **des phénomènes majeurs** n'ont pas été intégrés à la définition initiale des accidents graves et à l'étude des termes-sources (risque de *fusion du cœur dans la piscine de désactivation* du combustible suite au découverture total ou partiel de celui-ci, *accident de criticité* dans le bâtiment combustible).

² Rejets des termes-sources exprimés en pourcentage de l'inventaire *initial* du cœur.

³ Gazal S, Baron Y, Chambon Y, Collignon A, Levasseur JE (2016). *Les Plans Particuliers d'Intervention en situation d'urgence nucléaire – Mesures de protection, Rayons d'intervention, Distribution préventive d'iode stable*. Comité scientifique de l'ANCCLI. Rapport 2016, p.25.

⁴ *Dispositif d'éventage-filtration* dit couramment *dépressuriseur* ou *filtre à sable*.

Il s'est particulièrement attaché à l'examen des parades destinées à minimiser les risques de défaillance de l'enceinte de confinement par les **modes « γ » et « δ »** : les **recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène** et la **procédure U5⁵**.

Les commentaires

Les recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène ont pour fonction de recombinaison en vapeur d'eau l'hydrogène et l'oxygène présents dans l'enceinte afin de maintenir la pression résultant d'une éventuelle combustion d'hydrogène inférieure à la pression de dimensionnement de l'enceinte (suppression du « risque hydrogène »).

La procédure « U5 » quant à elle a une fonction d'écrêtage de la pression de l'enceinte de confinement en cas de mise en surpression lente de celle-ci conduisant à la perte de son étanchéité. Le dispositif de filtration permet également de réduire de manière significative les rejets radioactifs dans l'environnement.

Le Rapport du Comité scientifique de l'ANCCLI observe que ces dispositifs soulèvent des interrogations au niveau tant de leur efficacité que de leur fiabilité ou de leurs conditions d'utilisation – interrogations ayant conduit l'Autorité de sûreté nucléaire à formuler des demandes d'études complémentaires ainsi que l'amélioration du dispositif U5 dans le cadre des réexamens de sûreté et de la réalisation des études probabilistes de sûreté concernant le risque de défaillance de l'enceinte de confinement (ASN, 2013a ; 2013b).

En tout état de cause selon le Rapport, l'ensemble de ces interrogations ne permettent pas d'exclure le mode « γ » de défaillance de l'enceinte de confinement et de considérer le mode « δ » comme un terme-source de type S3.

Les interrogations

1- Concernant la prévention du mode « γ » de défaillance de l'enceinte de confinement : les recombineurs catalytiques passifs d'hydrogène

- L'efficacité des recombineurs n'est *pas acquise pour un certain nombre de situations de fonctionnement*, telles que le renouveau de la cuve pendant la dégradation du cœur suite à une action inopportune, l'augmentation locale du débit vapeur, l'échauffement direct de l'enceinte de confinement ou la phase tardive d'un accident de pressurisation lente de l'enceinte (mode « δ ») (IRSN, 2013 ; Jacquemain *et al.*, 2013).
- L'efficacité des recombineurs est *réputée aléatoire* dans deux cas de figure : en phase initiale de fusion du cœur (si la cinétique de recombinaison est insuffisante au regard de la cinétique de production d'hydrogène) et en cas de concentrations locales d'hydrogène dans des zones éloignées des recombineurs (si les concentrations sont supérieures au seuil d'inflammabilité) (Cérénino, 2008 ; ASN, 2003).

Des avancées sont-elles intervenues sur chacun de ces points ?

- Diverses substances générées par la fusion du cœur, par l'interaction corium-béton et plus généralement par l'accident, en *réduisent l'efficacité*. Certaines conditions ambiantes peuvent également en *retarder le démarrage*.
- Les recombineurs peuvent dans certaines circonstances être à l'origine du *démarrage d'une réaction de combustion d'hydrogène*.

Des améliorations ont-elles été apportées sur ces points ?

⁵ Réf.citée. Chap. 4.2.2 pp.32-33 et Annexe 14.

2- Concernant la prévention du mode « δ » de défaillance de l'enceinte de confinement : la procédure « U5 »

Les conditions d'utilisation du système d'éventage-filtration

- Dans les 900 MWe et à la demande d'EDF, la plage d'ouverture du dispositif est passée de 5 à 7 bar absolu, conduisant ainsi à minimiser la marge de sécurité entre la pression de ruine de l'enceinte et la pression atteinte dans l'enceinte majorée du pic de pression éventuellement consécutif à une explosion d'hydrogène. Selon EDF (2015), le niveau de dose atteint sur le site après un accident grave qui nécessiterait un éventage de l'enceinte ne remet pas en cause l'habitabilité de la salle de commande et la capacité du personnel à réaliser les interventions nécessaires sur l'installation, contredisant l'argument avancé par l'exploitant en 2001 pour étendre la plage d'ouverture du filtre U5.
Cette disposition sera-t-elle maintenue ? Le percement du radier pourrait-il dans certaines situations intervenir avant l'atteinte des critères d'ouverture du dispositif, comme cela semble plausible pour les réacteurs de 1300 MWe (IRSN, 2013) ?
- En situation de perte totale des alimentations électriques avec défaillance du turbo-alternateur de secours et comme le préconise l'IRSN (2011), des dispositifs mobiles permettant aux équipes du site d'accéder aux mesures de la pression enceinte et de la pression en cuve dès les premières heures de l'accident et en toutes circonstances sans attendre le secours des FARN sont-ils disponibles à ce jour ?

Les performances et le niveau de fiabilité du dépressuriseur à sable

Son efficacité

- Pour un réacteur de 1300 MWe, la capacité du dépressuriseur à ramener la pression de l'enceinte à une valeur acceptable dans un délai minimal est réputée insuffisante (GSIEN, 2004). Qu'en serait-il pour les réacteurs de 900 MWe en cas d'accident grave survenant sur un réacteur, voire simultanément sur deux réacteurs jumelés dotés d'un dispositif unique d'éventage-filtration ?
- Le dispositif d'éventage-filtration ne retient pas l'iode organique gazeux, qui peut être présent dans l'enceinte de manière significative.
Le dispositif « puisards basiques » envisagé par EDF afin de limiter fortement les rejets en iodes lors de l'utilisation du dispositif U5 est-il opérationnel ? Quel est l'état d'avancement du projet PASSAM (IRSN) relatif à l'amélioration des moyens de filtration et de piégeage des produits de fission susceptibles d'être rejetés dans l'environnement ? Ces dispositions concernent-elles les rejets en iode organique gazeux ?

Sa fiabilité

- Qu'en est-il d'un éventuel risque de colmatage du pré-filtre, de la saturation du filtre dans la durée et du chargement du filtre en cas d'explosion localisée d'hydrogène dans l'enceinte de confinement ?
- Quelles sont les parades disponibles concernant (a) le risque d'échec de l'ouverture du dispositif d'éventage-filtration (ASN, 2013a), au demeurant sous-estimé (IRSN, 2013) (b) le risque d'explosion à l'intérieur du filtre (EDF, 2014) (c) le non dimensionnement du dispositif au séisme ?

Suite à la demande de l'ASN, EDF (2013) a indiqué envisager, sous réserve de faisabilité, la mise en œuvre d'une **disposition permettant de préserver l'intégrité de l'enceinte de confinement sans ouverture du dispositif U5 (« EAS ultime »)**. Quel est l'état d'avancement de ce projet ?

Références bibliographiques

- Autorité de Sûreté Nucléaire (2003). *Rapport de l'ASN sur l'état de la sûreté et de la radioprotection en France en 2002*.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (2013a). *Avis relatif aux accidents graves et aux études probabilistes de niveau 2 (EPS 2) dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des tranches de 1300 MWe*. Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, 28 mars 2013.
- Autorité de Sûreté Nucléaire (2013b). *Etudes probabilistes de sûreté de niveau 2 dans le cadre du troisième réexamen de sûreté des réacteurs de 1300 MWe*. CODEP-DCN-2013-038780- Annexe 2, 22 novembre 2013.
- Cérénino G (2008). *Accidents graves des réacteurs à eau sous pression de production d'électricité*. IRSN doc.référence, 58 p.
- Electricité de France (2013). Courrier D305913012428 en réponse à la Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire fixant à Electricité de France des prescriptions complémentaires applicables au site électro-nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) de l' INB n°100, 19 décembre 2013.
- Électricité de France (2014). Réponse à la demande de la CLI de Saint-Laurent-des-Eaux dans le cadre de l'expertise indépendante confiée par celle-ci à l'INERIS sur la question du risque hydrogène.
- Electricité de France (2015). Courrier PQT/VVR/15-003 à Mr le Président de la Commission locale d'information auprès de CNPE de Golfech, 24 février 2015.
- Gazal S, Baron Y, Chambon Y, Collignon A, Levasseur JE (2016). *Les Plans Particuliers d'Intervention en situation d'urgence nucléaire – Mesures de protection, Rayons d'intervention, Distribution préventive d'iode stable*. Comité scientifique de l'ANCCLI. Rapport 2016.
- Groupement de scientifiques pour l'information sur l'Energie nucléaire (GSIEN) (2004). *Rapport sur la visite décennale n°1 du réacteur 2 du CNPE de Golfech*, décembre 2004. Etude réalisée à la demande de la Commission locale d'information auprès du CNPE de Golfech.
- Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) (2011). *Evaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima : installations nucléaires françaises en cas de situations extrêmes et pertinence des propositions d'amélioration*. Rapport IRSN n° 679 Tomes 1 et 2. Novembre 2011.
- Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) (2013). *Analyse de l'étude probabiliste de sûreté de niveau 2 des réacteurs de 1300 MWe dans le cadre de leur troisième réexamen de sûreté*. 23 janvier 2013.
- Jacquemain D (coord), Bentaïeb A, Bonneville H, Cérénino G, Clément B, Corenwinder F et al. (2013). *Les accidents de fusion du cœur des réacteurs nucléaires de puissance – Etat des connaissances*. IRSN-EDP-Sciences, 445 p.
- Rasmussen N et al. (1975). *Reactor safety study*. Wash-1400. Washington DC, US NRC.

Le 30 mai 2018