

QUATRIÈME VISITE DÉCENNALE DES RÉACTEURS DE 900 MW LE RECUPERATEUR DE CORIUM

Bernard Laponche, Global Chance – 8 septembre 2019

*

1. L'ACCIDENT GRAVE

On appelle accident grave d'un réacteur un accident au cours duquel se produit une fusion plus ou moins complète du cœur. Dans un réacteur à eau sous pression (REP ou PWR) ou bouillante (BWR), l'accident grave se produit du fait de la perte de refroidissement des éléments combustibles qui entraîne la dégradation des gaines du combustible, puis la fusion de celui-ci, même lorsque les fissions et la réaction en chaîne sont arrêtées, du fait de la puissance résiduelle.

Dans le cas des 58 réacteurs REP¹ qui équipent les 19 centrales d'EDF, les accidents graves n'ont pas été considérés lors de leur conception. D'une part parce que leur probabilité d'occurrence était considérée comme suffisamment faible et, d'autre part parce qu'en tenir compte aurait conduit à concevoir d'autres types de réacteurs.

Pourtant, c'est un accident grave qui s'est produit le 28 mars 1979 dans le réacteur REP n°1 de la centrale de Three Mile Island (TMI) aux Etats-Unis à partir d'une fuite sur le circuit primaire et un enchaînement de défaillances entraînant une fusion partielle du cœur. Cela n'a pas modifié la conception, non seulement des réacteurs déjà en construction ou en fonctionnement (dont un certain nombre de cette filière en France, identiques à celui de TMI), mais aussi des suivants. Les modifications possibles de ces installations sont donc restreintes et ont essentiellement pour objectif, non pas d'empêcher dans toutes circonstances l'accident grave mais de trouver des moyens de limiter les conséquences d'un éventuel accident grave. La catastrophe de Fukushima en mars 2011 au Japon a démontré à nouveau la vulnérabilité des réacteurs à la perte du refroidissement.

Pour le réacteur EPR en construction à Flamanville (ainsi qu'en Finlande et en Chine où les deux réacteurs ont démarré), l'Autorité de sûreté (ASN) a fixé comme objectif de sûreté une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accidents concevables, y compris ceux avec fusion du cœur.

Parmi les conséquences possibles de la fusion du cœur se trouve le percement du fond de la cuve du réacteur par le « corium » - amas de combustible et de matériaux de structure supportant le combustible dans la cuve en fonctionnement normal du réacteur, fondus et mélangés - maintenu en fusion par le dégagement de la puissance résiduelle due à la décroissance radioactive des produits de fission piégés dans le corium, augmentée, dans une première phase par celle due à l'oxydation des métaux présents dans le corium comme l'acier de la cuve ou le zirconium (des gaines du combustible).

S'il y a de l'eau dans le fond de la cuve ou dans le puits de cuve (protection en béton autour et en-dessous de la cuve), de fortes interactions entre le corium et l'eau peuvent générer une vaporisation quasi instantanée et massive de l'eau, une « **explosion de vapeur** ».

Lorsque le corium vient au contact du radier en béton du réacteur, ce radier se décompose sous l'effet de la chaleur transmise par le corium (**interaction corium-béton**).

¹ Soit 34 réacteurs de puissance électrique de 900 MW, 20 de 1300 MW et 4 de 1450 MW.

Dans l'état actuel des réacteurs en fonctionnement, ce phénomène peut aboutir à la percée totale du radier, dans un délai variable selon les caractéristiques de celui-ci (nature du béton², épaisseur du radier³), supérieur à 24h, y compris pour les deux réacteurs de la centrale de Fessenheim après l'installation en 2012-2013 d'un « ralentisseur de corium » dans le but d'allonger le temps de percée du radier. De plus, les différents gaz libérés par cette interaction entraînent une **augmentation progressive de la pression de l'enceinte de confinement**.

2. LE RECUPERATEUR DE CORIUM DE L'EPR

Dans le réacteur EPR en construction à Flamanville, du type REP, une innovation destinée à améliorer la sûreté est constituée d'un « récupérateur » de corium situé au fond de l'enceinte de confinement, permettant de recueillir et de refroidir le cœur fondu (corium) après la rupture éventuelle du fond de cuve du fait de la fusion du cœur.

L'IRSN décrit ainsi de façon très synthétique cette opération⁴ :

« Le « récupérateur » de combustible fondu est constitué d'une chambre d'étalement présentant une grande surface (environ 170 m²) avec un système d'injection d'eau permettant de refroidir le plancher métallique de cette chambre et de recouvrir d'eau le corium étalé. La chambre d'étalement n'est pas située directement sous la cuve pour éviter tout risque d'endommagement par les morceaux du fond de cuve et par le corium lors de la percée du fond de la cuve ; le puits de cuve communique avec la chambre d'étalement au moyen d'un canal de décharge dont les parois en zircone facilitent l'écoulement du corium.

*Avant de s'écouler dans le canal de décharge vers la chambre d'étalement, le corium est collecté dans le fond du puits de cuve qui comporte un système d'ouverture, appelé « porte fusible », donnant accès au canal de décharge. Une fois la porte fusible fondue par le corium, le mélange corium-béton s'écoule dans la chambre d'étalement. Pour **éviter une explosion de vapeur** lors de cette coulée, la conception du réacteur EPR comporte des dispositions empêchant l'entrée d'eau dans la chambre d'étalement avant l'arrivée des matériaux fondus. La coulée de corium s'étale en quelques dizaines de secondes après l'apparition d'une brèche dans la porte fusible et active l'injection d'eau qui recouvre le corium après plusieurs minutes ».*

La précision avec laquelle les divers mouvements du corium, traversée de la cuve, déversement dans le puits de cuve, passage dans le canal de décharge, étalement dans la chambre d'étalement, puis phase de refroidissement, laisse le lecteur assez perplexe sur la capacité à prévoir tous ces comportements : l'écart entre les modèles de calcul et la réalité peut être considérable.

Mais nous nous intéressons ici, en lien avec les paragraphes précédents, au problème particulier posé par le risque d'explosion de vapeur dans le puits de cuve ou dans la « chambre d'étalement » du récupérateur de corium.

Sur cette question, le document de l'IRSN nous dit, sous le titre « Elimination pratique du risque d'explosion de vapeur »:

« Pour éviter une explosion de vapeur en cas de coulée de combustible fondu dans le puits de cuve, la conception du réacteur EPR comporte des dispositions telles qu'aucune arrivée d'eau dans le puits de cuve n'est possible avant la percée de la cuve, même en cas de rupture d'une

² Béton de type « siliceux » ou de type « silico-calcaire ».

³ L'épaisseur du radier est de 4,20 m pour les réacteurs de 900 mW de puissance électrique, sauf pour Fessenheim (1,5 m) et Bugey (2,25 m), et de 3m environ pour les réacteurs de 1300 et 1450 MW.

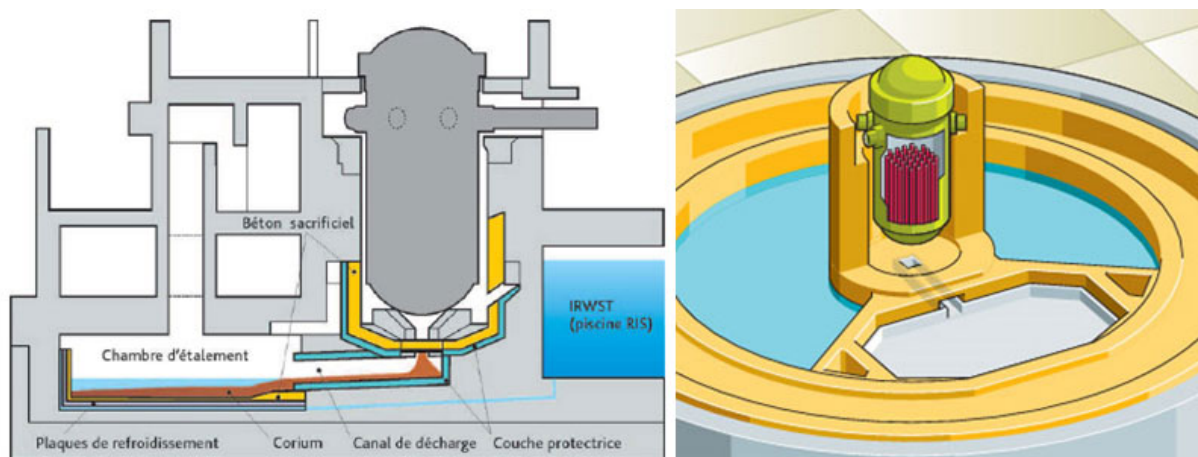
⁴ Référence IRSN : « Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité ». IRSN-2008/98, 15 décembre 2008.

tuyauterie primaire.

De plus, le récupérateur de combustible fondu étant constitué d'une chambre d'étalement, le réacteur EPR comporte des dispositions empêchant l'arrivée d'eau dans cette chambre d'étalement avant l'arrivée du corium, de façon à éviter une explosion de vapeur lors de la coulée de combustible fondu dans ce dispositif ».

Le recouvrement du corium par débordement d'eau ne se produirait, afin d'éviter une explosion de vapeur, qu'après l'étalement du corium et son pré-refroidissement par le lancher métallique (lui-même refroidi).

On voit que le risque d'explosion de vapeur est pris très au sérieux dans l'EPR : il faut absolument empêcher la présence d'eau dans le puits de cuve comme dans la chambre d'étalement du récupérateur de corium.



Source : IRSN

3. LE RECUPERATEUR DE CORIUM DE FESSENHEIM

3.1 Un récupérateur qui retarde le percement du radier

Avis IRSN du 28 novembre 2012⁵ :

« Le radier en béton situé sous les réacteurs de Fessenheim a une épaisseur de 1,5 m au niveau du puits de cuve (PDC). En cas d'accident grave conduisant à une percée de la cuve par le corium, composé notamment de combustible fondu, le radier des réacteurs de Fessenheim pourrait être à son tour percé par interaction corium-béton (ICB) dans un délai, pour certains scénarios d'accident grave, inférieur à 24 h, délai minimal retenu pour mettre en œuvre les mesures de protection de la population figurant dans les Plans particuliers d'intervention (PPI)...

Dans la décision ASN 2011-DC-0231 du 4 juillet 2011 relative à l'autorisation de poursuite d'exploitation du réacteur n°1 de Fessenheim pour dix années, une prescription demande que le radier du bâtiment réacteur soit renforcé afin de retarder significativement la percée de ce radier en cas d'accident grave avec percement de la cuve.

La modification déclarée par EDF pour le réacteur n°1 de Fessenheim vise à répondre à cette prescription, par l'épaississement du radier de 50 cm dans le PDC et dans un local périphérique afin de créer une surface d'étalement supplémentaire à celle du PDC. Ces deux locaux seront reliés par un tunnel de transfert fermé par un « bouchon fusible » en béton côté

⁵ Avis IRSN n° 2012-00519

PDC, permettant au corium natif d'accumuler une charge hydrostatique suffisante pour traverser le tunnel. La zone d'étalement est délimitée par des murets périphériques permettant de confiner le corium au sein de cette zone et de renforcer certains voiles latéraux en béton. Des batardeaux étanches placés sur ces murets interdiront à l'eau de submerger ce local, afin de ne pas perturber l'étalement du corium...

De manière générale, l'IRSN considère que la modification telle que présentée par EDF répond de façon satisfaisante à la prescription de l'ASN. En effet, en situation de « corium sec », l'IRSN évalue le gain apporté par la modification sur le temps de percement de ce radier à 44 h, soit presque deux jours ».

On note la différence importante entre la conception du récupérateur de corium de Fessenheim et celle de celui de l'EPR : le récupérateur de l'EPR est conçu pour empêcher la percée du radier, tandis que celui de Fessenheim vise à ralentir cette percée.

3.2 Et le risque d'explosion de vapeur ?

On est assez surpris de constater que dans la modification prévue pour les réacteurs de Fessenheim d'installer des récupérateurs de corium sur le même principe (simplifié), le risque d'explosion de vapeur soit apparemment totalement exclu puisque la présence d'eau (plus que vraisemblable) dans le puits de cuve et la chambre d'étalement est considérée simplement par l'IRSN⁶ comme une gêne pour l'étalement du corium :

« Pour les situations de « corium en présence d'eau », l'IRSN estime, en tenant compte de l'état de l'art sur ce sujet, que la présence d'eau peut perturber sensiblement les différentes étapes menant à l'étalement complet du corium sur toute la surface allouée dans le local périphérique ».

Pas un mot dans cet avis de l'IRSN sur le risque d'explosion de vapeur : l'état de l'art sur le sujet est-il radicalement différent pour Fessenheim que pour l'EPR ?

3.3 Percement du radier de Fessenheim et pollution de la nappe phréatique

Délai de percement du radier

Dans une lettre du 17 juillet 2013⁷ en réponse à une demande d'information de Denis Baupin, vice-président de l'Assemblée Nationale, le président de l'ASN, précise :

« Vous rappelez que l'ASN a indiqué que le renforcement du radier du réacteur et de Fessenheim « générerait une amélioration d'un facteur 3 ». Plus précisément, l'ASN a indiqué dans son courrier en référence [PJ2] que, d'après EDF, la modification du radier permettrait de multiplier par un facteur supérieur à 3 la durée minimale de percement du radier en cas d'accident grave et de perte des moyens d'alimentation électrique et de refroidissement. Les évaluations menées par l'ASN et l'IRSN sur la durée de percement du radier, dans la situation la plus pénalisante, avant et après la modification, confirment cette évaluation : d'environ 18h à environ 65h d'après les études de l'IRSN (un peu plus d'après les études d'EDF) ».

Pollution de la nappe phréatique

Ainsi, dans le cas d'un accident grave de perte du refroidissement entraînant la fusion du cœur⁸ et la percée de la cuve par le corium⁹, celui-ci percerait le radier de Fessenheim en moins de trois jours. Même s'il n'y avait pas d'autre accident (explosion d'hydrogène ou explosion de vapeur) et que par conséquent il n'y aurait pas de projection importante de matières

⁶ Avis IRSN n° 2012-00519

⁷ Référence ASN : CODEP-CLG-2013-040389

⁸ Accident qui s'est produit sur le même type de réacteur (refroidi à l'eau) dans un réacteur à Three Mile Island et trois réacteurs à Fukushima.

⁹ Ce qui s'est très certainement produit sur les trois réacteurs de Fukushima.

radioactives dans l'environnement, le corium atteindrait le sous-sol de la centrale en moins de trois jours. Or, il se trouve qu'à Fessenheim on a une situation très particulière : le bas du radier de la centrale affleure la nappe phréatique rhénane¹⁰, la plus importante d'Europe.

4. LE RECUPERATEUR DE CORIUM DANS LA VD4

4.1 Principe général de la solution retenue par EDF

En situation d'accident avec fusion du cœur, la fusion du cœur peut entraîner la formation d'un bain de corium pouvant à terme percer la cuve puis conduire à l'érosion du radier et donc remettre en cause le confinement.

Dans l'objectif de limiter le risque de perte du confinement en situation d'accident avec fusion du cœur par érosion du radier, un dispositif reposant sur la stabilisation du corium sous eau après étalement à sec est mis en œuvre (PNPP0/1976) : l'étalement du corium après percée de la cuve s'effectue dans le puits de cuve et dans le local RIC.

L'étalement à sec du corium est garanti par l'étanchéification préalable du puits de cuve et du local RIC adjacent. Le renoyage du corium par le dessus est réalisé par gravité à partir de l'eau présente dans les puisards et dans le fond du BR, ceux-ci ayant été préalablement remplis par les circuits RIS, EAS ou par la ligne de débit nul de la pompe de la disposition EAS-u, ou, de manière active, par l'injection d'eau en cuve après l'étalement du corium dans le cas où les puisards du BR n'auraient pas été remplis.

La mesure de détection de percée de la cuve (thermocouple situé dans le puits de cuve) permet de diagnostiquer la percée de la cuve (TCD-17053) et ainsi d'assurer une injection d'eau sur le corium via la cuve au moment le plus efficace qui correspond au renoyage après étalement à sec du corium.

Le renoyage gravitaire du corium est assuré par des carottages redondants dans les voiles des locaux puits de cuve et local RIC, obturés par un dispositif fusible assurant l'étanchéité entre l'eau accumulée en fond de BR et la zone d'étalement. Ceci garantit un étalement à sec du corium. L'effacement du dispositif d'obturation est provoqué, après étalement du corium, par la rupture de câbles fusibles.

Le refroidissement du corium et l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte sur le long terme sont assurés par la disposition EAS-u et la source froide ultime SF-u.

Cette solution, dans son principe, est semblable à celle mise en œuvre sur les réacteurs de type EPR (core-catcher), intègre les programmes de R&D sur l'interaction corium béton et permet de préserver le radier structurel de l'enceinte.

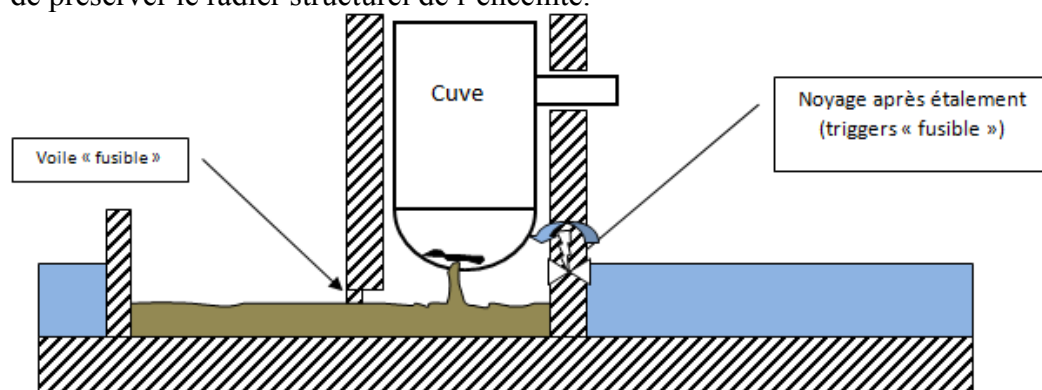


Figure 7 : Schéma simplifié du dispositif de stabilisation du corium (PNPP0/1976)

¹⁰ Avec un volume de près de 80 milliards de mètres cube, de Bâle à Mayence, la nappe phréatique du Rhin supérieur assure 80% des besoins en eau potable et plus de 50% des besoins des industries grandes consommatrices d'eau de bonne qualité. Elle a permis le développement de l'irrigation en agriculture.

4.2 Avis IRSN du 22 juin 2016¹¹

« Pour limiter le risque de percement du radier en cas d'accident grave, EDF prévoit :

- de modifier la zone du puits de cuve des réacteurs afin de contrôler l'arrivée d'eau dans le puits de cuve (puits de cuve sec avant rupture de la cuve, puits de cuve noyé gravitairement seulement après l'étalement du corium sortant de la cuve percée) ;

- de favoriser, selon les réacteurs, l'étalement du corium, soit dans le puits de cuve uniquement, soit dans le puits de cuve et un local adjacent (local RIC pour les réacteurs du palier CPY), suivant les caractéristiques du béton du radier. EDF estime ainsi pouvoir apporter la démonstration que le corium peut être stabilisé en s'appuyant sur la modélisation, à l'échelle du réacteur, de phénomènes observés expérimentalement lorsqu'un corium est recouvert d'eau (notamment l'éjection et la transformation du corium par les gaz de décomposition du béton en débris refroidissables). Si, en complément du mécanisme d'éjection, l'apport de la fissuration puis de l'imbibition de la couche supérieure du bain de corium noyé n'est pas suffisant pour la stabilisation du corium, EDF prévoit d'épaissir le radier des réacteurs à base des bétons les plus siliceux avec un béton silico-calcaire favorisant les mécanismes de refroidissement. L'IRSN relève que les éléments de justification apportés par EDF concernent principalement les réacteurs de 900 MWe, pour lesquels la conception des modifications est en cours de finalisation ».

On retrouve un schéma assez semblable à celui de Fessenheim.

Dans cet avis, l'IRSN présente ensuite les différents sujets qui doivent être traités par EDF :

- Maîtrise de l'étalement du corium à sec (avant renoyage de la zone d'étalement).
- Refroidissement du corium sous eau.
- Stratégie de gestion des injections d'eau en cuve.
- Fiabilité des dispositions de noyage du corium dans la zone d'étalement.
- Instrumentation nécessaire à la conduite et à l'information concernant l'état de l'installation.
- Risques de combustion d'hydrogène et de monoxyde de carbone.
- Risques d'explosion de vapeur dans le puits de cuve.

4.3 Avis de l'ASN

ASN 2013¹²

« L'ASN rappelle tout d'abord que la poursuite du fonctionnement des centrales nucléaires au-delà de la durée pour laquelle elles ont été initialement conçues suppose de garantir le maintien, au-delà du quatrième réexamen de sûreté, de la conformité des équipements importants pour la sûreté aux exigences qui leur ont été fixées. Par ailleurs, dans les années à venir, les réacteurs actuels coexisteront, au niveau mondial, avec des réacteurs, de type EPR ou équivalent, dont la conception répond à des exigences de sûreté significativement renforcées. Les réacteurs nucléaires actuels doivent donc être améliorés, au regard de ces nouvelles exigences de sûreté, de l'état de l'art en matière de technologies nucléaires et de la durée de fonctionnement visée par EDF, conformément aux termes de la lettre en référence [5] ».

Et :

« EDF propose également une série d'études prospectives permettant de réduire les conséquences d'un accident avec fusion du cœur en améliorant le dispositif de filtration

¹¹ Avis IRSN n°2016-00211

¹² CODEP-DCN-2013-013464, pages 1 et 6.

actuellement utilisé pour réduire les rejets radioactifs en cas d'ouverture volontaire de l'enceinte pour permettre sa dépressurisation en situation accidentelle, l'étude de dispositions pour renforcer l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte et l'étude de dispositions pour éviter le percement du radier par le corium ».

ASN 2016¹³

« Vous rechercherez également des dispositions permettant de prévenir le percement du béton du radier du réacteur par le corium. L'ASN souligne l'importance de ces améliorations, nécessaires pour permettre de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe de celui qui est prévu pour le réacteur EPR ».

Et :

« Concernant la réduction du risque de percement du radier, la prescription technique [ECS-NDI6] prévoit que « avant le 31 décembre 2014, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire l'étude de faisabilité des dispositions visant à éviter le percement du radier en cas de fusion partielle ou totale du cœur en situations noyau dur, ainsi qu'une évaluation des échéances industrielles de mise en œuvre le cas échéant ». Vous avez annoncé [6] la transmission d'un bilan des dispositions étudiées concernant la réduction du risque de pénétration du radier par le corium et différentes stratégies de noyage du puits de cuve associées ».

ASN 2018¹⁴

« La phase générique du réexamen périodique sera suivie, pour chaque réacteur, de la phase dite « spécifique » au cours de laquelle vous remettrez votre rapport de conclusion du réexamen pour chaque réacteur, à l'issue de sa visite décennale. Vous indiquerez dans ce rapport les dispositions que vous envisagez de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement. Vous prévoyez de déployer en deux temps les modifications de vos installations que vous estimez nécessaires [4] :

- lors d'une « phase A », avant ou pendant la visite décennale que vous programmez avant la remise de votre rapport de conclusion du réexamen ;*
- lors d'une « phase B », prévue lors d'un arrêt long, environ quatre ans après la visite décennale.*

L'article L. 593-19 du code de l'environnement prévoit, par ailleurs, que les dispositions que vous proposerez dans le rapport de conclusion du réexamen de chaque réacteur, notamment les modifications que vous prévoyez lors de la phase B, seront soumises à une enquête publique avant leur mise en œuvre.

De ce point de vue, et sans prendre position à ce stade sur le contenu de chacune de ces phases, ce déploiement en deux temps est cohérent avec les dispositions réglementaires et il n'appelle pas, sur le principe, de remarque de l'ASN ».

Et,

« Le quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe a pour principaux objectifs :

- la maîtrise de la conformité de l'installation aux règles qui lui sont applicables et, en particulier, la maîtrise du vieillissement des équipements importants pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement ;*
- l'amélioration de la prise en compte des agressions dans la démonstration de sûreté nucléaire ;*

¹³ CODEP-DCN-2016-007286, pages 6 et 48.

¹⁴ ASN, « Note de réponse aux objectifs du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MW de puissance électrique » du 28 septembre 2018, adressée au président d'EDF par le président de l'ASN.

- la réduction des conséquences radiologiques, notamment en cas d'accident de fusion du cœur ;
- l'intégration de l'ensemble des modifications qui découlent des enseignements de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi ».

ET, plus particulièrement sur le sujet qui nous intéresse ici :

« Bien que l'instruction ne soit pas achevée, je considère que les travaux entrepris et les dispositions prévues conduiront à des améliorations significatives de la sûreté des installations et contribueront à l'atteinte des objectifs du réexamen.

Il s'agit en particulier :

...- de mettre en œuvre un dispositif de refroidissement du mélange de combustible et de métal fondu, appelé « corium », et ainsi **de réduire le risque de percement du radier de l'enceinte de confinement et de contamination des sols¹⁵** ».

Ce dernier point est très important pour la suite de notre analyse.

4.4 Avis IRSN 2019 du 1^{er} mars 2019¹⁶

« Les études menées par EDF concernant le palier 900 MWe, en vue du réexamen périodique associé aux quatrièmes visites décennales (VD4 900) des 28 réacteurs du palier CPY et des quatre réacteurs de la centrale nucléaire du Bugey (Palier CP0) ont fait ou font encore aujourd'hui l'objet d'une expertise de la part de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

Sur la base de ses études, EDF a soumis à autorisation un premier lot de modifications matérielles et documentaires. Ce lot de modifications « VD4 900 phase A CPY » se compose d'un volet générique, qui sera intégré sur l'ensemble des réacteurs du palier CPY exploités selon la gestion combustible PMOX¹, et d'un volet spécifique applicable au réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin. Le volet générique comprend 19 modifications matérielles, un dossier d'amendement (DA) aux règles générales d'exploitation (RGE) concernant les chapitres III, VI, IX et X, ainsi que 10 modifications temporaires (MT) des spécifications techniques d'exploitation (STE). Le volet spécifique au réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin comprend deux modifications matérielles, ainsi qu'un DA aux RGE concernant les chapitres III et IX ».

Et :

« Stabilisation du corium¹⁷ :

Dans le cadre du réexamen VD4 900, la stratégie envisagée par EDF pour réduire le risque de percement du radier en cas d'accident grave consiste, en cas de rupture de la cuve, à stabiliser le bain de corium issu de la fusion du cœur (dénommé « corium » par la suite) hors de la cuve. Dans ce cadre, EDF prévoit notamment un étalement « à sec » du corium avant stabilisation de ce dernier par injection d'eau en surface. La modification matérielle associée dépend du site d'implantation. En effet, elle tient compte des spécificités de certains réacteurs concernant la conception et la composition du béton du radier qui est une caractéristique de site. Cette modification n'a été déposée que pour le site du Tricastin. Pour autant, EDF a présenté un dossier générique qui mentionne l'ensemble des travaux prévus sur les réacteurs du palier CPY (optionnels en fonction des caractéristiques du site).

¹⁵ Passage souligné par l'auteur de cette note.

¹⁶ Avis IRSN/2019-00042, pages 1 et 11.

¹⁷ Dans les documents officiels, la dénomination a changé : on parle dorénavant de « stabilisation du corium », tout au moins dans le cadre de la VD4.

Néanmoins, lors du déploiement de la modification, la création d'ouvertures dans certains voiles des locaux existants sous la cuve induit des risques d'exposition radiologique des intervenants à proximité de ces locaux. L'IRSN considère que la prise en compte par EDF de l'impact radiologique de la modification déployée sur le site du Tricastin n'est pas satisfaisante et que ***l'étude d'impact radiologique doit être complétée en préalable au déploiement de la modification, ce qui l'amène à formuler la recommandation n° 3 en Annexe 1. En outre, le programme de contrôle technique de radioprotection devrait être complété ce qui amène à formuler l'observation n° 1 en Annexe 2.***

À ce stade, dans certaines conditions de température du circuit primaire, en l'absence de prescription des STE relative aux tapes d'obturation des chambres d'accès aux chaînes neutroniques de mesure de flux, une pressurisation du puits de cuve en cas de brèche du circuit primaire à proximité de la cuve ne peut pas être exclue. Ceci mérite donc un complément de justification de la part d'EDF et fait ***l'objet de l'observation n° 2 en Annexe 2*** ».

Recommandation n° 3 :

Modification matérielle – Stabilisation du corium (PNPP 1976)

« L'IRSN recommande que, en préalable à la réalisation de la modification relative à la stabilisation du corium sur les réacteurs du Tricastin, EDF complète son évaluation de l'impact de la modification sur la radioprotection des travailleurs amenés à évoluer dans le bâtiment réacteur au niveau - 3,50 m :

- en justifiant le caractère pénalisant des termes sources « gamma » et « neutron » retenus pour les différents scénarios de calcul ;
- en tenant compte des rayonnements gamma (dont le rayonnement diffusé) et neutron (neutrons de fission et gammas secondaires associés) pour les scénarios « réacteur à l'arrêt » et « réacteur en fonctionnement » ;
- en évaluant l'impact en termes de doses sur les activités d'exploitation normale susceptibles d'être réalisées par des travailleurs à proximité des locaux concernés par la création des trémies pour les scénarios « réacteur à l'arrêt » et « réacteur en fonctionnement » ;
- en définissant et en justifiant le recours ou non à la pose de protections biologiques complémentaires sur la base d'une évaluation du gain dosimétrique escompté pour les activités concernées et en détaillant le coût dosimétrique induit par la mise en œuvre de ces dispositions ;
- en justifiant les dispositions complémentaires retenues de types organisationnelles et opérationnelles, notamment en termes de signalisation et de restrictions d'accès du personnel aux différentes zones concernées, selon l'état du réacteur ;
- enfin, en transposant l'étude de non-régression aux réacteurs pairs du train CPY ainsi qu'aux réacteurs du Bugey ».

Observation n°2 :

L'IRSN considère qu'EDF devrait démontrer l'absence de pressurisation du puits de cuve en cas de brèche sur une tuyauterie primaire à proximité de la cuve lorsque la température du primaire est inférieure à 90 °C.

Commentaire :

On ne trouve aucune allusion dans cet avis, ni sur risques d'explosion de vapeur, ni sur l'interaction corium-béton.

4.5 Avis IRSN du 13 mars 2019¹⁸

« 1. Limitation du risque de percement du radier : stabilisation du corium hors cuve

L'IRSN précise, en réponse notamment à une question soulevée dans le cadre du dialogue technique avec l'ANCCLI, que les dispositions prévues par EDF pour limiter le risque de percée du radier du bâtiment du réacteur consistent à favoriser l'étalement à sec du corium non seulement dans le puits de cuve, mais également dans le local RIC adjacent, après la fusion d'un « voile fusible ». Cet étalement est rapidement suivi d'un noyage passif du corium par l'eau contenue dans les puisards du fond de l'enceinte, préalablement remplis. Cette eau est ensuite refroidie grâce à un système nouveau, l'EASu, qui permet d'évacuer la puissance hors de l'enceinte.

À l'issue de son expertise, l'IRSN estime que les dispositions prévues par EDF pour favoriser un étalement du corium à sec dans le puits de cuve et le local RIC, puis sa stabilisation sous eau, constituent des améliorations de sûreté permettant de réduire significativement le risque de percement du radier. Toutefois, il convient de souligner la complexité des phénomènes physiques régissant la stabilisation du corium qui font l'objet de travaux de recherche au sein de la communauté scientifique internationale. Aussi, pour favoriser la stabilisation du corium et s'affranchir d'incertitudes majeures, explicitées ci-dessous, l'IRSN estime nécessaire la mise en œuvre par EDF de dispositions complémentaires. La stabilisation du corium et l'épaisseur de béton ablaté¹⁹ dépendent de l'efficacité des mécanismes physiques de refroidissement du corium sous eau. Cette efficacité varie en fonction de la nature du béton constituant les radiers. EDF distingue ainsi trois familles de bétons : les bétons silico-calcaires, les bétons siliceux et enfin les bétons très siliceux.

L'IRSN est en accord avec les estimations d'épaisseurs ablatées limitées pour les bâtiments des réacteurs ayant un radier constitué de bétons silico-calcaires ou siliceux qui sont présentées par EDF. Ces estimations permettent d'écarter, avec une raisonnable assurance, le risque de percée du radier des bâtiments des réacteurs correspondants, ce qui est satisfaisant. En revanche, l'IRSN ne partage pas la position d'EDF quant à l'efficacité du mécanisme de pénétration d'eau au travers de la croûte supérieure du corium (imbibition d'eau) qu'EDF valorise pour assurer une stabilisation du corium dans le cas des radiers en béton très siliceux. À cet égard, l'IRSN considère que, malgré les avancées récentes de la recherche, l'efficacité de ce mécanisme dans des conditions représentatives de la réalité d'un accident grave est suffisamment incertaine pour que sa prise en compte dans les modélisations puisse induire des effets fautive sur la progression du corium.

Afin de s'affranchir de ces incertitudes dues à l'état des connaissances, l'IRSN recommande, pour les bâtiments des réacteurs de 900 MWe ayant un radier constitué de béton très siliceux, un épaissement du radier à l'aide d'un béton silico-calcaire ».

Commentaire :

En ce qui concerne l'interaction corium-béton, il nous paraît essentiel de citer l'IRSN à nouveau l'IRSN dans une publication récente²⁰ :

« Grâce à l'ensemble des résultats expérimentaux acquis au cours des 20 dernières années, la connaissance des phénomènes d'érosion du béton et de refroidissement du corium a fortement progressé. Des modèles plus robustes, fondés sur une large base de données

¹⁸ Avis IRSN/2019-00051 : « Maîtrise des accidents graves après le déploiement des modifications post-Fukushima ».

¹⁹ La chaleur dégagée par les produits de fission contenus dans le corium déclenche la fusion des parois en béton du puits de cuve et leur perte d'intégrité par décomposition du béton (ce processus est appelé érosion ou ablation).

²⁰ IRSN : « Etat des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression », Jean Couturier et Michel Schwartz, 2017, page 99.

expérimentales, ont été implantés dans es logiciels de simulation, notamment le logiciel ASTEC. Néanmoins, il n'est toujours pas possible de modéliser de manière détaillée les phénomènes se produisant aux interfaces entre le corium et le béton, et donc de rendre compte de manière mécaniste des différences entre les cinétiques d'érosion dues à la nature du béton ».

Cela doit conduire à notre avis à une certaine prudence vis-à-vis de la solution proposée.

5. CONCLUSION

Nous avons présenté des différentes prises de position des organismes de sûreté sur le dispositif de « récupérateur de corium » ou de « stabilisation du corium en cuve » d'EDF pour éviter le percement du radier d'un réacteur par le corium résultant de la fusion du cœur du réacteur et du percement de la cuve en résultant, à l'exception toutefois de la dernière prise de position de l'ASN à l'issue de la réunion du groupe d'experts de mars 2019, dans le cadre des obligations fixées par l'ASN pour la quatrième visite décennale des réacteurs de 900 MW de puissance électrique²¹.

E préalable, nous avons présenté ce qui existe déjà dans ce domaine, tant pour le réacteur EPR en construction à Flamanville que pour les deux réacteurs de Fessenheim.

L'examen du récupérateur de corium de l'EPR est conçu de façon à ce que le percement du radier par le corium se déversant sur le radier du réacteur **ne puisse en aucune façon** percer celui-ci de telle sorte qu'il puisse le traverser au bout de quelque temps (trois jours par exemple) et provoquer une pollution souterraine, dont une nappe phréatique éventuelle. Le dispositif prévu est constitué d'une chambre d'étalement de grande surface (170 m²) placée au-dessus du radier, en dérivation à partir du puits de cuve par un canal de décharge (et d'une porte fusible par le corium) et dotée d'un plancher métallique doté d'un système de refroidissement par dessous et d'un système d'injection d'eau par dessus. Le déroulement dans le temps de cette « récupération » du corium serait d'une grande précision (en secondes et en minutes) à partir du percement de la cuve par le corium.

Deux points fondamentaux sont mis en avant dans les études et recherches de l'IRSN concernant ce dispositif²² : le risque d'une explosion de vapeur au contact du corium et de l'eau qui serait présente dans le puits de cuve (voir en 2.) et la complexité de l'interaction corium-béton. (voir le commentaire dans 4.4).

Le récupérateur de corium (ou le système de « stabilisation de celui-ci) des réacteurs de Fessenheim est beaucoup plus simple : étalement du corium dans une chambre de dimensions plus réduites, sans refroidissement du corium (corium sec). Mas l'objectif de ce système n'est pas le même que pour l'EPR : ici, le dispositif a pour effet de retarder la percée du radier par le corium et non de l'empêcher.

La stabilisation du corium pour les réacteurs de 900 MW que nous avons étudiée plus en détail apparaît comme une solution intermédiaire entre ces deux exemples précédents. Il y a bien un effort particulier de refroidissement du corium après son étalement, mais seulement par arrivée d'eau au-dessus du corium, la barrière devant empêcher l'attaque du radier étant

²¹ Prise de position non encore publiée (communication personnelle).

²² IRSN : « Les accidents de fusion du cœur des réacteurs de puissance – Etat des connaissances », Didier Jacquemain, 2013.

constituée par le béton, soit existant, soit remplacé sur une certaine épaisseur par un béton plus résistant aux attaques du corium.

Par contre, nous n'avons aucun détail sur les travaux qui devraient être entrepris pour s'assurer que, dans tous les cas, il n'y aurait contact du corium avec de l'eau à sa sortie de la cuve après le percement de celle-ci, condition considérée comme impérative pour l'EPR.

C'est alors que l'on comprend le changement de nom, stabilisation au lieu de récupération, et le sens de la phrase de l'ASN citée en 4.2, ASN 2018 :

...- *de mettre en œuvre un dispositif de refroidissement du mélange de combustible et de métal fondu, appelé « corium », et ainsi **de réduire le risque de percement du radier de l'enceinte de confinement et de contamination des sols***».

Contrairement à ce qui est dit pour l'EPR, il n'y a pas ici suppression du risque mais sa réduction.

Reste à juger si, dans ces conditions, la règle initiale fixée par l'ASN : « *Les réacteurs nucléaires actuels doivent donc être améliorés, au regard de ces nouvelles exigences de sûreté (celles de l'EPR), de l'état de l'art en matière de technologies nucléaires...* », est ou non respectée.