

# **Évaluation critique des exigences génériques de l’Autorité de sûreté nucléaire (ASN) relatives à la prolongation de la durée de vie des réacteurs de 900 MWe en France**

**Auteur : Prof. Manfred Mertins**

**Étude commandée par Greenpeace France (traduite de l’allemand)**

**Publication : janvier 2021**

## **Table des matières**

<b>1</b>	<b>Explication du travail d’évaluation critique des exigences génériques de l’Autorité de sûreté nucléaire (ASN) relatives à la prolongation de la durée de vie des réacteurs de 900 MWe en France.....</b>	<b>3</b>
<b>2</b>	<b>Explications relatives aux paliers de centrales de 900 MWe à réacteurs à eau pressurisée (REP) en France.....</b>	<b>4</b>
<b>3</b>	<b>Niveau des exigences fondamentales nécessaires à la sûreté des installations de 900 MWe ayant dépassé leur durée de vie initiale (prolongation de la durée de vie-LTO) .....</b>	<b>6</b>
3.1	Remarques générales .....	6
3.2	Aperçu des exigences de sûreté fondamentales minimales qui seraient nécessaires à la sûreté des centrales de 900 MWe ayant dépassé leur durée de vie initiale.....	11
3.3	Exigences minimales nécessaires pour les points faibles de sûreté connus, pertinents pour la sûreté des réacteurs de 900 MWe en France.....	12
<b>4</b>	<b>Préparation de la transposition à la LTO des exigences de sûreté actuelles en vigueur relatives aux centrales nucléaires françaises équipées de réacteurs de 900 MWe, sur la base de la pratique du concept de réexamens périodiques de sûreté.....</b>	<b>16</b>
4.1	Modernisations des réacteurs de 900 MWe prévues actuellement et dans le futur en France .....	17
4.2	Évaluation critique du niveau de sûreté atteignable grâce à la modernisation des réacteurs français de 900 MWe .....	17

5	Synthèse .....	28
6	Bibliographie.....	31

**Annexe 1 : Informations sur les centrales équipées de réacteurs de 900 MWe en France**

**Annexe 2 : Aperçu des modernisations importantes déjà effectuées et prévues dans le futur sur les centrales équipées de réacteurs de 900 MWe en France**

# **1 Explication du travail d'évaluation critique des exigences génériques de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) relatives à la prolongation de la durée de vie des réacteurs de 900 MWe en France**

La prolongation de la durée de vie des centrales nucléaires équipées de réacteurs de 900 MWe en France est actuellement à l'ordre du jour.

Les centrales nucléaires françaises équipées de réacteurs de 900 MWe dont on prévoit la prolongation de la durée de vie ont été conçues à la fin des années 60 ou au début des années 70. Les enseignements suite aux catastrophes nucléaires de Three Mile Island aux États-Unis, de Tchernobyl dans l'ex-URSS) et de Fukushima au Japon, qui ont chacune abouti à un renforcement des exigences de sûreté existantes, n'ont évidemment pas pu influencer sur leur dimensionnement, mais constituent désormais un critère pour conférer aux centrales nucléaires un niveau de sûreté atteignable, qu'elles soient construites actuellement ou qu'elles doivent continuer à fonctionner au-delà de leur durée de vie initiale.

En France, les autorisations ne limitent pas la durée de vie des centrales nucléaires. Les autorités compétentes décident de prolonger (généralement pendant une période de 10 ans) le fonctionnement des centrales au-delà de leur durée de vie initiale prévue, sur la base des résultats des réexamens de sûreté périodique de sûreté effectués tous les 10 ans. Le réexamen périodique de sûreté ne sert donc pas uniquement à valider un niveau de sûreté existant, mais il doit aussi prévoir des mesures définitives pour améliorer le niveau de sûreté /19/. Les exigences posées par l'autorité française ASN concernant la prolongation de la durée de vie des centrales de 900 MWe en France ont été récemment publiées sur la page d'accueil de l'ASN sous le titre « Consultation du public sur les conditions de la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà de 40 ans »<sup>1</sup>. On peut trouver d'autres informations sur l'importance de la modernisation de ces réacteurs sur une page d'accueil d'EdF<sup>2</sup>.

---

<sup>1</sup> <https://www.asn.fr/Reglementer/Participation-du-public/Installations-nucleaires-et-transport-de-substances-radioactives/Participations-du-public-en-cours/Conditions-de-la-poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-900-MWe-au-dela-de-40-ans>

<sup>2</sup> <https://concertation.suretenucleaire.fr/projects/volet-risque-section-reevaluation/consultation/accidents-avec-fusion-du-coeur/opinions/propositions-dedf/mise-en-place-dun-dispositif-de-stabilisation-du-corium-sous-la-cuve-du-reacteur-pour-gerer-un-accident-avec-fusion-partielle-ou-totale-du-coeur-du-reacteur>

En ce qui concerne le niveau de sûreté que doivent atteindre les centrales qui dépasseront leur durée de vie initiale d'environ 40 ans, il faut, également, dans la ligne des communiqués de l'ASN et d'EdF (sur ce point, voir Chapitre 3), s'appuyer entre autres sur les documents de la Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) (Association des autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest) publiés en septembre 2014, « WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors ». Les exigences posées pour les EPR<sup>3</sup> sont également importantes dans la mesure où elles sont représentatives des connaissances scientifiques et techniques actuelles. Sur ce point, on peut aussi se baser sur les recommandations de l'AIEA.

On doit en outre établir et évaluer dans quelle mesure les exigences de l'ASN relatives à la prolongation de la durée de vie des réacteurs français de 900 MWe satisferont aux exigences actuelles régissant les centrales nucléaires.

## **2 Explications relatives aux paliers de centrales nucléaires de 900 MWe équipées de réacteurs à eau pressurisée (REP) en France**

La France compte actuellement 56 réacteurs nucléaires en exploitation. Un réacteur de type EPR est actuellement en construction à Flamanville depuis le 3 décembre 2007. Les centrales fonctionnant actuellement en France ont été conçues, construites et mises en service avant 2000. Le dernier réacteur, Civeaux-2, a été mis en service en 1999.

Les deux réacteurs du palier CP0 de la centrale de Fessenheim ont été mis en service en 1977 et en 1978. Les quatre autres réacteurs CP0 se trouvent dans la centrale de Bugey. Les centrales de palier CP0 sont de conception à double paroi. La conception du palier CP0 est basée sur la conception de Westinghouse des années 70, la construction à « 3 boucles ». La puissance électrique nette est d'environ 900 MWe (puissance thermique d'environ 2660 MW par bloc réacteur). La chaleur du circuit primaire est acheminée dans le circuit secondaire par trois générateurs de vapeur qui produisent la vapeur actionnant la turbine.

Les quatre réacteurs CP0 de Bugey ainsi que les 28 réacteurs de la série CPY (consécutives à la série de construction CP0) d'une puissance de 900 MWe également, sont toujours en service en France : quatre réacteurs au Bugey, à Blayais, à Dampierre-

---

<sup>3</sup> EPR – European Pressurized Reactor, réacteur européen à eau pressurisée.

en-Burly, au Tricastin, à Chinon B et à Cruas, six réacteurs à Gravelines et deux à Saint-Laurent-des-Eaux. Les deux réacteurs CP0 de Fessenheim sont maintenant arrêtés.

Les bâtiments abritant les réacteurs de 900 MWe sont des enceintes de confinement en béton précontraint à simple paroi avec une peau d'étanchéité intérieure. Ils ont une pression de calcul absolue de 5 bars. En raison de la standardisation choisie des centrales CP0 et CPY, celles-ci sont très similaires. La centrale de Cruas est toutefois légèrement différente en raison du risque sismique. L'Annexe 1 du présent rapport contient d'autres informations sur les centrales nucléaires française de 900 MWe.

Les différences dans le palier CPY des centrales françaises de 900 MWe résident essentiellement dans la conception technique, toutefois pas pour des raisons de sûreté : « Le palier diffère du palier CP0 en termes de conception et de construction (l'enceinte de confinement, notamment, a été modifiée pour faciliter les opérations), l'emplacement des systèmes techniques de sûreté (qui ont été modifiés pour accroître l'indépendance des trains de système ainsi que leur fiabilité) et un contrôle plus souple des réacteurs (en particulier via l'utilisation de barres de contrôle et l'ajout de barres de contrôle moins neutrophages). Dans le cas des réacteurs CP2, l'orientation de la salle de commande a été décalée de 90 degrés pour empêcher les projectiles générés par la rupture du générateur de turbine d'endommager l'enceinte du réacteur/1/27/.

La piscine de stockage des combustibles des centrales CP0 et CPY est située à l'extérieur du bâtiment réacteur, dans des bâtiments spécifiques adjacents. Pour les combustibles ayant une combustion maximale d'environ 52 GWd/t, les piscines sont conçues chacune avec une capacité de décroissance maximale d'environ 6,5 MW au total. Le degré de protection de la piscine de combustible contre les événements externes est, comparativement au bâtiment réacteur, nettement plus faible.

À l'époque de la conception des réacteurs CP0 et CPY (fin des années 60, début des années 70), les exigences de sûreté pour les centrales nucléaires étaient beaucoup plus faibles qu'actuellement. Pour ces centrales, il faut donc déterminer, par exemple les différences importantes par rapport aux exigences actuelles quant à la conception technique du système, telles que la redondance des systèmes de sûreté, leur séparation dans l'espace, leurs qualifications sismiques, ainsi que leur conception contre divers événements - battements de canalisations, inondations internes ou incendies. Les catastrophes extérieures de grande ampleur telles que séismes, inondations ou crash aériens n'ont pas été systématiquement prises en compte lors de leur conception. Par

conséquent, leur robustesse en cas d'événements externes non prévus lors de leur conception n'a pas été démontrée. Sur ce point, les événements météorologiques revêtent une importance majeure (inondations, fortes pluies, tempêtes, sécheresse, etc.) car le réchauffement climatique actuel dû aux activités humaines accroît déjà aujourd'hui considérablement la fréquence et l'intensité des phénomènes météorologiques.

### **3 Niveau des exigences fondamentales nécessaires à la sûreté des centrales nucléaires de 900 MWe ayant dépassé leur durée de vie initiale (prolongation de la durée de vie - LTO)**

#### **3.1 Remarques générales**

L'AIEA exige que pendant toute la durée d'exploitation d'une installation nucléaire, un maximum de sûreté, raisonnablement atteignable, soit appliqué<sup>4</sup> /2/ ; il s'agit du principe de sûreté /5/.

L'AIEA a, dans un cadre international, élaboré les « IAEA Safety Standard Series<sup>5</sup> ». (séries de normes de sûreté) qui ont fait l'objet d'un examen et d'une actualisation intensifs, notamment après la catastrophe de la centrale nucléaire japonaise de Fukushima. Les « IAEA Safety Standard Series » doivent être considérées comme des recommandations pour les exigences de sûreté des centrales nucléaires<sup>6</sup> pour les États membres de l'AIEA, et elles représentent le consensus international sur les exigences de sûreté des centrales, également pour les centrales existantes qui sont en exploitation.

La WENRA a, dans le cadre européen, élaboré et proposé les « WENRA Safety Issues » (Questions de sûreté de la WENRA) /4/. Sur le fond, les « WENRA Safety Issues » se basent sur les recommandations des séries de normes de l'AIEA (« IAEA Safety Standard Series »). Elles doivent être considérées comme une norme de sûreté européenne harmonisée. Dans la directive UE /5/ relative à la sûreté, les « WENRA Safety Issues » /4/ sont donc considérées en tant que références pour le niveau de sûreté à apporter aux centrales nucléaires et son évaluation régulière.

---

<sup>4</sup> "Protection must be optimized to provide the highest level of safety that can reasonably be achieved." /2/ « La protection doit être optimisée de façon à apporter le plus haut niveau de sûreté que l'on puisse raisonnablement atteindre » /2/

<sup>5</sup> <http://www-ns.iaea.org/standards/>

<sup>6</sup> Lorsqu'on évoque la sûreté des centrales décrites dans le présent rapport, les exigences de sûreté concernant le stockage des combustibles sont toujours incluses.

Le contenu des « WENRA Safety Issues » est étayé par le WENRA Reference Level (niveaux de référence de la WENRA)<sup>7</sup> /4/ pour les centrales nucléaires actuellement en exploitation.

Un communiqué de presse du 07/07/2010 de l'autorité française ASN sur la sûreté des futures centrales/3/ renvoie notamment à ce fait : « Dès 2003 le directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection affirmait devant l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques : 'Il est évident que nous avons demandé davantage en exigences de sûreté pour le réacteur EPR que pour les réacteurs précédents. Je peux le traduire de façon plus abrupte : nous n'autoriserions pas actuellement la construction d'un réacteur N4'<sup>8</sup> ».

On peut également lire dans /3/ : « L'une des préoccupations majeures de l'ASN est l'harmonisation par le haut de la sûreté nucléaire et de la radioprotection dans le monde. Nous ne voulons pas d'une sûreté à 2 vitesses et nous continuons à promouvoir au niveau européen et international des objectifs de sûreté qui prennent en compte les leçons de Three Mile Island, de Tchernobyl et du 11 septembre 2001. ».

L'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base/6/ (article 1.2) précise que la sûreté doit être basée sur l'état actuel des connaissances scientifiques, en prenant toutefois en compte les aspects économiques,<sup>9</sup>.

Une note d'information de l'ASN du 29/05/ 2012 /7/ mentionne en se référant à /6/ et à la mise en œuvre du niveau de sûreté WENRA dans la législation française : « Cet arrêté inscrit dans le droit français un certain nombre des « niveaux de référence » établis par l'association WENRA qui regroupe les autorités de sûreté nucléaires européennes. Ces « niveaux de référence », tiennent compte des normes les plus récentes de l'AIEA et des approches les plus exigeantes pratiquées dans les États concernés. Ils représentent une base commune pour l'harmonisation des pratiques internationales ».

En France, un EPR est actuellement en phase de construction. Cet EPR est un réacteur de 3<sup>e</sup> génération (Génération III+) qui bénéficie du concept de sûreté « réacteur évolutif »<sup>10</sup> /8/. Un récupérateur de corium intégré dans l'EPR doit servir à recueillir et à refroidir le cœur en cas de fusion dans la zone de basse pression. Compte tenu de ces

---

<sup>7</sup> Il existe au total 19 questions pertinentes pour la sûreté (« Issues »). Niveau de réf. WENRA.

<sup>8</sup> Les réacteurs N4 sont les derniers réacteurs construits en France, à Chooz et à Civaux. /3/

<sup>9</sup> « ...permettent d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement, un niveau des risques et inconvénients mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement [11/] aussi faible que possible dans des conditions économiquement acceptables. »

<sup>10</sup> Explications sur ce point dans /8/.

évolutions ainsi que d'autres mesures et dispositifs visant à maîtriser des conditions de fonctionnement considérées comme hors dimensionnement, on peut, par rapport aux concepts de sûreté appliqués aux réacteurs à eau légère (LWR), partir du principe que les exigences applicables au concept de sûreté de l'EPR doivent être considérées comme représentatives de l'état actuel des connaissances techniques et scientifiques en France<sup>11</sup>.

Dans /10/, /29/, l'ASN estime que pour les centrales nucléaires existant en France, la condition d'une exploitation au-delà de leur durée de vie initiale prévue, soit 40 ans, est une forte amélioration du niveau de sûreté. À cet égard, elle a indiqué comme référence le concept de sûreté de l'EPR. Concrètement, il est précisé dans /10/ : « EDF souhaite étendre la durée de fonctionnement du parc de ses réacteurs actuellement en service significativement au-delà de quarante ans, durée prise en compte lors de leur conception initiale. Dans l'avenir, ce parc coexisterait ainsi avec des réacteurs nouveaux, de type EPR ou équivalent, répondant à des exigences de sûreté significativement renforcées. La poursuite du fonctionnement des réacteurs actuels au-delà de quarante ans doit donc être examinée en tenant compte de l'existence d'une technologie plus sûre. Deux objectifs s'imposent dès lors. L'exploitant doit en premier lieu justifier la conformité des réacteurs avec la réglementation applicable, notamment en analysant et en traitant les problèmes de vieillissement et d'obsolescence des équipements. Il doit par ailleurs améliorer leur niveau de sûreté au regard des exigences applicables aux réacteurs nouveaux ».

L'ASN ainsi que l'ENSREG (Groupement européen des autorités de sûreté nucléaire) ont expliqué cette approche /12/ (page 12), à savoir appliquer les exigences relatives aux EPR en tant que mesure de sûreté technique lors des réexamens périodiques de sûreté des centrales nucléaires françaises (Base : ...«Nouvelles normes relatives aux réacteurs (« Directives techniques pour la conception et la construction des centrales nucléaires de la prochaine génération équipées de réacteurs à eau pressurisée ») »). Sur ce point, voir également les communiqués du GPR<sup>12</sup> /30/.

Dans son rapport annuel de 2014 sur le niveau de sûreté des centrales nucléaires françaises /13/ l'ASN, l'autorité de surveillance française, a, sur ce point, souligné la nécessité d'améliorations supplémentaires : « Conformément au code de l'environnement, l'ensemble des installations nucléaires françaises doit faire l'objet

---

<sup>11</sup> Voir sur ce point les explications de l'ASN dans /12/. Les exigences de sûreté relatives à l'EPR doivent être considérées comme références pour les réexamens périodiques de sûreté.

<sup>12</sup> GPR - Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires.



d'un réexamen de sûreté décennal. À cette occasion, la conformité de l'installation à son référentiel de sûreté est vérifiée<sup>13</sup>. Des améliorations doivent lui être apportées pour la rapprocher des meilleurs standards de sûreté. Reconnue comme une bonne pratique par les pays européens après l'accident de Fukushima, cette démarche a été intégrée dans la révision de la directive européenne sur la sûreté, approuvée en juin 2014 ».

En ce qui concerne la référence aux exigences de sûreté relatives aux EPR lors de l'évaluation de la sûreté des centrales exploitées en France, l'IRSN<sup>14</sup>, l'organisme français compétent collaborant avec l'ASN, a également publié des communiqués dans lesquels il explique qu'en cas de fonctionnement prolongé, les installations françaises seraient adaptées au niveau de sûreté de l'EPR /14/ (« Le renforcement du niveau de sûreté avec l'objectif d'atteindre, s'il peut être atteint, un niveau similaire à celui prévu pour les réacteurs Génération III comme l'EPR ») et que la différence devrait être réduite /15/ (« Les objectifs de renforcement de la sûreté sont en cours de discussion avec l'objectif de réduire la différence entre le niveau de sûreté des REP Génération II et Génération III (EPR) »).

EDF envisage également d'amener les centrales existantes au niveau de sûreté de l'EPR lors de leur prolongation de vie /17/ (« Prendre en compte comme référence les objectifs de sûreté de 3<sup>e</sup> génération, comme l'EPR »). Cette approche a été confirmée par EDF comme condition préliminaire à un fonctionnement prolongé lors de la réunion de l'ENSREG du 20/06/2017 à Bruxelles : « Une exigence draconienne de l'autorité de sûreté nucléaire française : s'efforcer d'atteindre les objectifs de sûreté nucléaire pour les réacteurs de 3<sup>e</sup> génération /18/<sup>15</sup>.

L'objectif fondamental de sûreté des centrales nucléaires en tenant compte de toutes les mesures et dispositifs du concept de sûreté échelonné est expliqué dans /20/ :

« Les séquences d'événements nucléaires susceptibles d'entraîner de fortes doses d'irradiation ou d'importants rejets radioactifs doivent être « pratiquement éliminées » et les séquences d'événements nucléaires de fréquence significative ne doivent pas avoir de conséquences ou ne doivent avoir que des conséquences radiologiques potentielles mineures. Un objectif essentiel est la nécessité, pour les actions de protection hors site, d'atténuer les conséquences radiologiques, de les limiter, voire de les éliminer en termes techniques, et de telles mesures pourraient être encore requises par les autorités responsables ».

---

<sup>13</sup> Exigences de sûreté fondamentales – Exigences dérivées des règles en vigueur /16/

<sup>14</sup> IRSN- Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire.

<sup>15</sup> Cette déclaration concerne concrètement les centrales nucléaires de 900 MWe.

Cet objectif de sûreté fondamental visant à garantir la sûreté nucléaire est valable en général selon /20/ pour les centrales en construction. Pour les centrales existantes, les exigences déterminantes pour atteindre cet objectif sont valables en tant que critère de contrôle et donc, de critère pour les modernisations en rapport.

La WENRA a maintes fois remanié la question de l'application pratique de ce critère aux centrales nucléaires existantes. À cet égard, un article de la WENRA de fin mars 2017 intitulé "Timely Implementation of Reasonably Practicable Safety Improvements to Existing Nuclear Power Plants" (« Mise en œuvre en temps opportun des améliorations de sûreté raisonnablement réalisables sur les centrales nucléaires existantes /13/<sup>16</sup> »), revêt une grande importance. Par conséquent, il faut appliquer aux centrales nucléaires déjà en exploitation ces critères d'évaluation qui correspondent au niveau actuel. Pour ces centrales, il faut éventuellement déterminer les différences existantes et développer des concepts de modernisation en rapport pour les éliminer, dans la mesure où il est raisonnable et approprié de les transposer en pratique. Apporter la preuve de la sûreté ne doit pas faire passer sous silence les réserves nécessaires concernant les carences de conception.

L'AIEA s'exprime de manière comparable dans les „Safety Standards Series“. Se référant à l'application des exigences de sûreté actuellement recommandées par l'AIEA /20/ relatives aux centrales nucléaires existantes, la WENRA précise également que l'évaluation de la sûreté des centrales doit s'orienter sur les exigences de sûreté actuelles. « Pour l'analyse de sûreté de telles constructions<sup>17</sup>, il est prévu de faire une comparaison avec les normes actuelles, par exemple en tant que composante du réexamen périodique de sûreté de la centrale, afin d'établir si la sûreté de fonctionnement de l'installation pourrait être encore renforcée au moyen d'améliorations raisonnablement réalisables » /20/, ici 1.3/.

Les documents de la WENRA cités /21/ précisent et expliquent le sens de « raisonnablement réalisable ».

« Le concept de réalisation raisonnable s'apparente directement au principe ALARA appliqué en radioprotection, mais il est plus large en ce sens qu'il couvre tous les aspects de la sûreté nucléaire. Dans de nombreux cas, l'adoption de normes et pratiques

---

<sup>16</sup> Cet article aide à l'interprétation de l'article 8a de la Directive UE sur la sûreté nucléaire /5/

<sup>17</sup> Il s'agit ici des centrales nucléaires existantes.

modernes dans le domaine nucléaire sera suffisant pour prouver la concrétisation de ce qui est « raisonnablement réalisable ». Pour les réacteurs existants, auxquels on ne peut pas directement appliquer une norme moderne ou intégralement mettre en œuvre une bonne pratique associée aux nouveaux réacteurs, il faut rechercher des mesures de sûreté alternatives ou réduire le risque (conception et/ou fonctionnement) pour prévenir ou atténuer les rejets radioactifs, à moins que le service public soit capable de démontrer que les efforts pour les mettre en œuvre sont disproportionnés par rapport au bénéfice de sûreté qu'ils apporteraient. Le degré de rigueur et de confiance dans l'issue d'une telle démonstration devra prendre en compte la nature et l'étendue des insuffisances des normes modernes auxquelles se serait référée la mesure ».

Il ressort de ces considérations que les critères à appliquer pour l'évaluation des centrales nucléaires actuellement en exploitation sont ceux qui correspondent à l'état actuel des connaissances techniques et scientifiques. Pour le groupe de centrales équipées de réacteurs de 900 MWe en France, il faudrait donc également se référer aux exigences actuellement en vigueur pour l'EPR /9/ et les appliquer.

Il faudrait éventuellement exposer les différences existantes à la lumière d'une impossibilité de réalisation de l'objectif de sûreté fondamental mentionné précédemment et les évaluer quant au risque subsistant.

### **3.2 Aperçu des exigences de sûreté fondamentales minimales qui seraient nécessaires à la sûreté des centrales de 900 MWe ayant dépassé leur durée de vie initiale**

- Le critère fondamental et donc de sûreté permettant d'atteindre l'objectif de sûreté est exposé dans la directive UE,/5/, ici Article 8bis/ :

« Les États membres veillent à ce que le cadre national pour la sûreté nucléaire exige que les installations nucléaires soient conçues, construites, mises en service, exploitées et déclassées dans le but de prévenir les accidents et, en cas de survenance d'un 'accident, d'en atténuer les conséquences et d'éviter :

- a) les rejets radioactifs précoces qui imposeraient des mesures d'urgence hors site mais sans qu'il y ait assez de temps pour les mettre en œuvre ;
- b) les rejets radioactifs de grande ampleur qui imposeraient des mesures de protection qui ne pourraient pas être limitées dans l'espace ou dans le temps ».

- Conformément à l'article 8bis (2b) de la Directive sur la sûreté de l'UE /5/, les centrales nucléaires existantes doivent se conformer à l'objectif de sûreté énoncé à l'article 8bis moyennant des « améliorations de sûreté raisonnablement possibles ». Le cadre pour déterminer les « améliorations de sûreté raisonnablement possibles » est précisé par la WENRA dans /21/.
- Pour l'évaluation de l'état de la sûreté des centrales nucléaires existantes, il convient d'appliquer les normes récentes qui représentent l'état des connaissances actuelles.
- En France, l'état des connaissances est représenté par les exigences relatives à l'EPR. Du côté de l'autorité française ainsi que des experts de l'IRSN auxquels elle fait appel, il faut par conséquent, d'après l'état actuel des connaissances, appliquer à la base les exigences relatives à l'EPR comme critère de sûreté pour les centrales nucléaires existantes.

### **3.3 Exigences minimales nécessaires pour les points faibles de sûreté connus, pertinents pour la sûreté des réacteurs de 900 MWe**

- **Événements naturels externes :**
  - Selon le niveau de réf. T4.2 /3/ de la WENRA, les installations nucléaires doivent être conçues contre les événements naturels externes (séismes, inondations) avec une probabilité de dépassement d'au moins  $10^{-4}$  par an. L'événement déterminé doit être comparé aux événements historiques.
  - Lorsqu'on détermine les événements naturels externes affectant les installations au moyen d'une analyse spécifique au site, on doit prendre en compte toutes les incertitudes et l'évolution prévisible du lieu. Il faut donc partir du principe que le réchauffement climatique déjà en cours exerce un impact sur l'intensité et la fréquence de survenue d'au moins une partie des sources de danger mentionnées (par exemple, températures élevées, pluies diluviennes, tempêtes violentes...).
  - La robustesse des centrales nucléaires doit aussi être démontrée vis-à-vis des événements externes hors dimensionnement.

- Les « effets falaise » doivent être exclus<sup>18</sup>.
- **Événements dus à l'activité humaine :**
  - Pour prouver la sûreté des centrales nucléaires contre les crash d'avions, il faut en principe se référer aux exigences de /9/ qui sont représentatives de l'état des connaissances techniques et scientifiques en France.
  - Lorsque la démonstration de la sûreté contre les crash d'avions est fondée sur une analyse de la fréquence des accidents d'avions spécifique au site, il faut garantir que l'analyse du risque est actuelle.
  - L'évacuation de la chaleur résiduelle hors du réacteur et de la piscine de stockage du combustible doit également être garantie en cas de crash d'avion dépassant le dimensionnement.
- **Concept de la défaillance unique :**
  - Les dispositifs destinés à empêcher les événements au niveau de sûreté 3 doivent être à la base conçus de façon redondante afin que les fonctions de sûreté nécessaires à la maîtrise de ces événements soient ensuite suffisamment efficaces en cas de nécessité.
    - Une défaillance unique survient dans un dispositif de sûreté suite à une panne aléatoire.
    - L'indisponibilité d'un dispositif de sûreté est simultanément combinée à la défaillance en cours suite à des mesures de maintenance.
  - La simultanéité d'un cas de défaillance unique et d'un cas de maintenance n'est pas à retenir lorsqu'il est prouvé que les opérations de maintenance des systèmes de sûreté durant l'exploitation d'une centrale nucléaire n'entraîne pas de dégradation significative de la fiabilité de la fonction de sûreté concernée dans de telles conditions de fonctionnement<sup>19</sup>.
  - Fondamentalement, le concept de défaillance unique est également applicable

---

<sup>18</sup> « Dans une centrale nucléaire, « l'effet falaise » est l'altération anormale de la centrale provoquée par un brusque passage de son état à un autre, suite à une légère modification de ses paramètres et ainsi, un brusque changement important des conditions en réaction à une petite variation dans une donnée d'entrée » /2/

<sup>19</sup> Selon l'exigence WENRA E10.7 /3/, le respect du critère de défaillance unique pendant la maintenance en cours d'exploitation n'est exigé que pour le système de protection du réacteur. Pour les autres dispositifs de sûreté, ceci ne s'applique que si les opérations de maintenance pendant le fonctionnement de l'installation sont spécifiées comme permises dans les consignes d'exploitation. Toutefois, des opérations de maintenance à court terme peuvent être autorisées si la procédure correspondante est spécifiée dans les consignes d'exploitation et s'il est prouvé que la fiabilité de la fonction de sûreté concernée n'est pas altérée.

aux composants passifs. La défaillance de parties d'installation dans le cadre du concept de défaillance unique n'est toutefois pas à retenir lorsque les exigences de qualité sont respectées et démontrées lors de la conception, de la construction et de l'exploitation.

- **Protection contre les pannes de cause commune :**

- Les dispositifs de sûreté doivent être séparés dans l'espace ou être protégés, de façon à empêcher une panne redondante de grande ampleur en cas d'événements internes (par ex. incendie, inondation intérieure) ou externes (par ex. séisme, inondation) et à s'en protéger.
- Une panne multiple des dispositifs de sûreté au niveau 3 doit être exclue. Les dispositifs de sûreté redondants sur lesquels on a identifié des possibilités de pannes dues à des causes communes doivent être conçus de façon diversifiée, dans la mesure où cela est techniquement raisonnable.
- Les systèmes de sûreté ou les éléments redondants d'un système de sûreté doivent être efficaces indépendamment les uns des autres. Les interconnexions entre ces systèmes ne sont autorisées que s'il est prouvé qu'elles présentent un avantage du point de vue de la sûreté.
- Les systèmes auxiliaires et d'alimentation des dispositifs de sûreté doivent être fiables et protégés contre les agressions de sorte à garantir une haute disponibilité desdits dispositifs.

- **Efficacité indépendante des niveaux de sûreté**

- Selon le concept de défense en profondeur, les niveaux de sûreté doivent être efficaces indépendamment les uns des autres. Les mesures et dispositifs au niveau de sûreté 4 ne doivent pas être utilisés pour compenser les déficits au niveau de sûreté 3.
- L'exigence relative à cette indépendance est également applicable aux systèmes auxiliaires et d'alimentation. Les défaillances des dispositifs auxiliaires et de sûreté ne doivent pas compromettre l'exécution des fonctions de sûreté.

- **Indépendance des blocs réacteurs dans les installations comportant plusieurs réacteurs**

- Les systèmes de sûreté doivent être en principe efficaces uniquement pour les blocs. Il faut en outre prévoir un soutien du bloc.

– Les systèmes d'alimentation, dans la mesure où ils sont nécessaires au fonctionnement de chaque système de sûreté, sont soumis aux exigences de sûreté applicables aux systèmes de sûreté.

- **Niveau de sûreté 4**

- Le niveau de sûreté 4 comprend :
  - Au niveau de sûreté 4a, les mesures et dispositifs pour la maîtrise des incidents de niveau 3 non maîtrisés (conditions de la centrale dues à des défaillances multiples des dispositifs de sûreté).
  - Au niveau de sûreté 4b, les mesures et dispositifs nécessaires pour l'atténuation des impacts dus à la fusion du cœur. En particulier, la fonction barrière de l'enceinte de confinement doit être préservée dans les conditions accidentelles dues à la fusion du cœur.
- Les mesures et dispositifs du niveau de sûreté 4 doivent être aussi indépendants que possible (« Dans la mesure du raisonnablement praticable, ils doivent être indépendants de ceux qui sont utilisés pour les accidents plus fréquents » /20/) de ceux du niveau de sûreté 3. Ils doivent être fiables et efficaces dans des conditions non prévues lors de la conception. Les mesures et dispositifs du niveau de sûreté 4a doivent être conçus de façon à exclure l'effet falaise.
- Les mesures et dispositifs du niveau de sûreté 4 ne doivent généralement pas être utilisés pour compenser les déficits du niveau de sûreté 3. En effet, le système de sûreté est soumis à des exigences particulièrement élevées en matière de conception, de fabrication, de construction, de contrôle ainsi que d'exploitation et de maintenance des parties de la centrale essentielles à la sûreté. En cas de déficits de niveau 3, il faudra en premier lieu améliorer substantiellement la fiabilité des dispositifs de ce niveau de sûreté.

#### **4 Préparation de la transposition au fonctionnement à long terme des exigences de sûreté actuelles en vigueur relatives aux centrales nucléaires françaises équipées de réacteurs de 900 MWe, sur la base de la pratique du concept de réexamens périodiques de sûreté**

L'autorisation pour l'exploitation à long terme d'une centrale nucléaire en France repose sur les résultats du contrôle de la sûreté des installations - vieillissement actuel, pronostic de vieillissement pour la prolongation de la durée de vie envisagée et conditions de sûreté à atteindre et à remplir. Les structures, les systèmes et les composants, en particulier, doivent être soumis à une évaluation approfondie, celle-ci étant nécessaire pour établir si les critères relatifs aux fonctions de sûreté à tous les niveaux de sûreté du concept de la défense en profondeur sont remplis par rapport aux exigences qui s'appliquent aux nouvelles centrales.

En France, les autorisations ne limitent pas la durée de vie des centrales nucléaires. Ce sont les autorités compétentes qui décident de la prolongation de leur exploitation pour une période de 10 ans sur la base des résultats d'un réexamen de sûreté périodique effectué tous les 10 ans. Le réexamen de sûreté périodique doit fournir des résultats qui permettent de vérifier si :

- l'exploitation de la centrale nucléaire remplit les conditions de l'autorisation,
- la centrale nucléaire effectue des travaux pour améliorer continuellement le niveau de sûreté en se référant aux normes de sûreté modernes et aux recommandations internationales. Elle doit procéder à toutes les améliorations raisonnablement réalisables.

Les réexamens de sûreté périodiques n'ont pas seulement pour objet de confirmer un niveau de sûreté existant, ils doivent aussi aboutir à des mesures pour relever le niveau de sûreté.

La stratégie française en matière d'exploitation à long terme a été exposée dans le Chapitre 3 de la présente étude. Pour rappel, citons toutefois un rapport de l'ASN de 2016 sur ce propos /10/ : « EDF souhaite étendre la durée de fonctionnement du parc de ses réacteurs actuellement en service significativement au-delà de quarante ans, durée prise en compte lors de leur conception initiale. Dans l'avenir, ce parc coexisterait ainsi



avec des réacteurs nouveaux, de type EPR ou équivalent, répondant à des exigences de sûreté significativement renforcées. La poursuite du fonctionnement des réacteurs actuels au-delà de quarante ans doit donc être examinée en tenant compte de l'existence d'une technologie plus sûre. Deux objectifs s'imposent dès lors. L'exploitant doit en premier lieu justifier la conformité des réacteurs avec la réglementation applicable, notamment en analysant et en traitant les problèmes de vieillissement et d'obsolescence des équipements. Il doit par ailleurs améliorer leur niveau de sûreté au regard des exigences applicables aux réacteurs nouveaux ».

Par conséquent, l'autorisation de la prolongation de la durée de vie d'une centrale nucléaire doit impliquer un renforcement significatif du niveau de sûreté afin de l'aligner sur celui des nouvelles centrales. L'état, dû à l'âge ou au vieillissement, des SSC (structures, systèmes et composants) nécessaires à la sûreté doit présenter un niveau de sûreté indispensable pour la prolongation de la durée de vie.

#### **4.1 Modernisations des réacteurs de 900 MWe prévues actuellement et dans le futur**

Les raisons des modernisations sont de natures diverses. Les modernisations peuvent être exigées par les autorités, mais peuvent aussi devenir nécessaires sur la base d'une évaluation et d'une transmission des expériences acquises avec les centrales nucléaires dans le pays et à l'étranger, et sur la base de nouvelles connaissances techniques pertinentes pour la sûreté.

En France, ces raisons se sont multipliées suite aux résultats des réexamens de sûreté périodiques obligatoires tous les 10 ans.

L'Annexe 2 de ce rapport fournit un aperçu des modernisations importantes déjà réalisées et à venir des centrales nucléaires de 900 MWe en France.

#### **4.2 Évaluation critique du niveau de sûreté atteignable grâce à la modernisation des réacteurs de 900 MWe**

L'obligation de renforcement de la sûreté des centrales nucléaires pour lesquelles la durée de fonctionnement est prévue dans le cadre des réexamens périodiques de sûreté, se fonde sur une amélioration graduelle de la sûreté, l'objectif étant également un alignement sur le niveau de sûreté des nouvelles installations. Conformément

aux dispositions françaises, il faut donc exiger que dans le cas d'une exploitation à long terme, les centrales nucléaires équipées de réacteurs de 900 MWe, prouvent un niveau de sûreté correspondant à celui d'une nouvelle centrale après le 4<sup>e</sup> cycle de réexamens périodiques de sûreté, soit après 40 ans d'exploitation. Il faut parallèlement démontrer que la sûreté reste conforme aux normes en vigueur et évolue constamment pendant toute la durée de prolongation prévue.

Compte tenu des travaux de modernisation déjà réalisés et des mesures prévues pour le futur, le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe sera évalué comme suit :

- Les mesures de modernisation déjà mises en œuvre et prévues dans le futur contribuent à l'amélioration de la fiabilité des structures, systèmes et composants de toutes les centrales nucléaires. Les mesures doivent essentiellement se concentrer sur l'élimination des points faibles détectés des centrales en service, sur l'identification des problèmes de vieillissement et d'obsolescence de leurs structures, systèmes et composants, sur leur suivi et, lorsque cela est possible, sur leur élimination, sur les améliorations visant à renforcer la robustesse de l'installation contre les impacts intérieurs et extérieurs (en particulier, ici, en installant le « noyau dur » (Hardened Safety core). Enfin, les mesures doivent se concentrer sur une atténuation ponctuelle des conséquences d'une fusion possible du cœur. Elles doivent aussi viser à une amélioration future de la culture de la sûreté.
- Des déficits de base sur les réacteurs de 900 MWe subsistent néanmoins toujours par rapport aux exigences en vigueur. Ce sont notamment :
  - Des déficits quant au respect des exigences actuellement en vigueur concernant la maîtrise des incidents (niveau de sûreté 3) :

D'autres déficits concernent la redondance incomplète des systèmes de sûreté, l'indépendance non constante des systèmes de sûreté ainsi que des déficits dans la garantie de l'indépendance des niveaux de sûreté.

Jusqu'à présent, il n'a pas été démontré, en tout cas pas dans un document accessible au public, dans quelle mesure on s'est référé aux exigences pour l'EPR<sup>20</sup> relatives aux événements, accidents, incidents et impacts extrêmes pour moderniser les réacteurs de 900 MWe.

---

<sup>20</sup> Conditions relatives aux centrales nucléaires de Catégorie 2 (PCC 2), Incidents de référence : Conditions relatives aux centrales nucléaires de Catégorie 3 (PCC 3), Accidents de référence : Conditions relatives aux centrales nucléaires de Catégorie 4 (PCC 4), réduction du risque dans des conditions de défaillances multiples Catégorie A (RRC-A), mesures de protection contre des scénarios de fusion du cœur (RRC-B).

- La protection des centrales nucléaires contre les événements naturels de grande ampleur, en particulier contre la survenue de catastrophes extrêmes dépassant considérablement les limites de dimensionnement.

Le dimensionnement insuffisant des centrales nucléaires françaises contre les événements naturels est exposé avec insistance<sup>21</sup> dans /31/ : « Le nombre d'incidents graves sur les réacteurs a nettement augmenté depuis 2017 [...] Une majorité d'incidents graves liée au risque de séisme. » Un fort séisme a eu lieu il y a quelques années, notamment à proximité de la centrale du Tricastin, avec le risque d'une rupture de la digue de Donzère-Mondragon.

La centrale nucléaire de Tricastin est située à environ six mètres au-dessous du niveau du canal. Une inondation aurait de graves conséquences pour la sûreté de la centrale.

D'après une analyse des événements soumis à l'obligation de déclaration, ayant impacté la centrale de Cattenom<sup>22</sup>, l'alimentation électrique de la centrale française, notamment, est extrêmement sensible aux charges dues aux séismes. Cette constatation vaut également pour les réacteurs de 900 MWe.

Les mesures de modernisation déjà entreprises et à venir, ainsi que les mesures de modernisation encore prévues par la WENRA, devraient permettre d'atteindre l'objectif fixé (niveaux de référence T 4.2 et T 4.3), à savoir l'élimination des risques dus aux séismes et aux inondations. Ici, les réserves de sûreté assurées lors de la conception initiale ne doivent toutefois pas être prises en compte dans la preuve de la sûreté. La preuve elle-même doit être fournie par des moyens déterministes. On ne dispose

---

<sup>21</sup> « La majorité des incidents graves depuis dix ans sur le parc nucléaire EDF est liée à la vulnérabilité des réacteurs en cas de séisme, alors qu'un tremblement de terre près des centrales nucléaires de Cruas (Ardèche) et du Tricastin (Drôme) en 2019 pourrait provoquer la réévaluation à la hausse du risque sismique en France, avertit la note. Le risque sismique affecte tout particulièrement les moteurs diesels de secours des centrales nucléaires, qui fournissent, en cas de panne, l'électricité nécessaire au refroidissement du combustible radioactif. Sur les 17 incidents répertoriés par l'ASN entre 2010 et 2020, 10 concernent les diesels de secours. Mais en suivant le classement des incidents de l'AIEA par couple « incident-réacteur », ce sont 67 incidents qui concernent les diesels de secours. Des incidents qui ont presque tous eu lieu entre 2017 et 2020. » /31/.

<sup>22</sup>

[https://mueef.rlp.de/fileadmin/mulewf/Themen/Energie\\_und\\_Strahlenschutz/Strahlenschutz/Meldepflichtige\\_Ereignisse\\_Cattenom\\_Stand02012019.pdf](https://mueef.rlp.de/fileadmin/mulewf/Themen/Energie_und_Strahlenschutz/Strahlenschutz/Meldepflichtige_Ereignisse_Cattenom_Stand02012019.pdf)

Remarque : la centrale nucléaire de Cattenom est une centrale de type P'4 (1300 MWe).

cependant pas de preuve publique concluante du respect des niveaux de référence T4.2 et T4.3 de la WENRA pour chaque site abritant des réacteurs de 900 MWe.

Dans le cas d'événements extrêmes, dépassant significativement le dimensionnement initial, le refroidissement des composants importants doit être garanti par le système de secours le plus puissant du reste de l'installation, le « noyau dur ». L'installation elle-même n'est toutefois pas conçue contre de tels événements et reste dans cette situation inadmissible.

On se pose toujours la question de savoir comment évacuer la chaleur de façon sûre à long terme dans de telles conditions, On ne sait toujours pas comment assurer la protection nécessaire de l'installation contre des événements extrêmes selon le niveau de référence T.6 de la WENRA.

Sur ce point, il faut également partir du principe que le réchauffement climatique déjà en cours influe sur l'intensité et la fréquence des événements mentionnés - du moins sur une partie d'entre eux (par ex, températures élevées de longue durée, pluies diluviennes, tempêtes violentes...).

- Protection des centrales nucléaires contre les événements dus aux activités humaines, en particulier contre le crash d'un gros avion dépassant significativement le dimensionnement initial :

À la base, les centrales nucléaires de 900 MWe protégées contre les crash accidentels d'avion le sont uniquement contre les crash de petits avions commerciaux. De ce fait, les bâtiments et équipements des installations importants pour la sûreté ne présentent donc que peu de robustesse.

Si lors de la chute d'un avion, les murs sont défoncés (par ex., ceux de la piscine), cela peut provoquer une perte d'eau (totale) du bassin. Dans ce cas, un refroidissement des combustibles n'est plus possible. La conception des centrales nucléaires de 900 MWe prévoyant le crash accidentel d'un avion remonte à une prise en compte probabiliste datant

de l'époque de la construction des installations. Il n'existe aucune indication d'actualisation d'études probabilistes portant sur le danger du site et prenant en compte les changements dans le trafic aérien autour du site.

S'il se produit une chute accidentelle d'avion engendrant des événements plus graves que ceux supposés jusqu'à présent pour cette installation, les conséquences d'accidents, avec une défaillance multiple des dispositifs de sûreté suffisent à ce que le déroulement de l'accident entraîne des dégagements radioactifs précoces importants et donc, des risques graves pour les personnes et l'environnement.

Dans ce contexte, il faut mentionner que dans les bâtiments des piscines, il n'est pratiquement pas possible de mettre en œuvre des mesures d'atténuation d'urgence pour maintenir l'activité.

- Amélioration et extension de l'étendue de la protection en cas d'urgence à l'intérieur des installations :

Ayant tiré les leçons de l'accident de la centrale de Fukushima, le gouvernement français a, sur la base des analyses qui ont suivi, ordonné la modernisation des centrales nucléaires existantes, en particulier le renforcement du niveau de sûreté 4. Les autorités de surveillance françaises ont, à cet égard, promulgué des spécifications en vue de l'installation d'un « noyau dur<sup>23</sup> ». Les mesures et dispositifs s'appliquant au « noyau dur » doivent être classés dans le niveau de

---

<sup>23</sup> Convention sur la sûreté nucléaire, questions posées à la France en 2014 /28 /:

« Les exigences en matière de conception du noyau dur sont exposées en détail dans :

Les composants du « noyau dur » sont considérés comme importants pour la sûreté et relèvent de la classification « IPS-NC » qui correspond au troisième niveau du système de classification international de la sûreté. Le noyau dur doit être :

- composé d'un nombre limité de systèmes, structures et composants (fiabilité),
- protégé contre les séismes extérieurs, les inondations et les tornades, les explosions, la foudre, les conditions climatiques extrêmes, le vent, la neige, les pluies accidentelles, les tempêtes de grêle, les missiles générés par le vent...
- protégé contre les effets pouvant être provoqués par ces dangers,
- utilisable même si tous les autres composants sont hors service (par ex., source électrique dédiée, I&C),
- utilisable sans aucun support matériel ou humain extérieur pendant 24 heures après l'événement, jusqu'à l'intervention de la FARN (force d'action rapide nucléaire).

Tous les noyaux durs doivent être prévus pour un séisme majoré de sécurité (SMS). Le SMS doit être 1,5 fois supérieur au SMS des autres systèmes de sécurité de la centrale. Remarque : le SMS se définit à partir du SMS basé sur la sismologie du site. Le facteur de 1,5 est de l'ordre de magnitude des marges entre les séismes maximaux historiquement vraisemblables (SMHV) et le SMS.

sûreté 4a<sup>24</sup>. En cas d'accident, le « noyau dur » et la « FARN » doivent entrer en action. Les mesures et dispositifs de la FARN doivent également assurer les fonctions du noyau dur en cas de mesures de maintenance nécessaires sur celui-ci. La FARN doit en outre contribuer à atténuer les effets des phénomènes générés par la fusion du cœur.

Si le noyau dur était vraiment installé dans sa totalité, cela permettrait d'améliorer l'efficacité des mesures et dispositifs de niveau de sûreté 4. EDF - l'exploitant - estime que l'application de ces mesures sera un travail à long terme qui s'étendra jusqu'à environ 2030.

Pourtant, on peut aisément supposer que la mise en œuvre du concept de « noyau dur » contribuerait à améliorer le niveau de sûreté 4a puisque ce système serait ainsi mieux protégé contre les agressions extérieures que la centrale elle-même, la protection des centrales elles-mêmes n'ayant pas évolué et se trouvant dans un état inadmissible, comme nous l'avons déjà évoqué ci-dessus. Or, étant donné les défaillances qui ont pu être constatées concernant la capacité fondamentale de celles-ci à maîtriser des événements relevant du niveau de sûreté 3, il existe à l'heure actuelle un risque accru de voir survenir un événement hors cadre de dimensionnement relevant du niveau de sûreté 4a (agression extérieure avec conséquences sur l'installation dépassant ce qui a été pris en compte lors de la conception, défaillances multiples des dispositifs relevant du niveau de sûreté 3).

Or, étant donné les défaillances qui ont pu être constatées concernant la capacité fondamentale de celles-ci à maîtriser des événements de niveau de sûreté 3, il existe à l'heure actuelle un risque accru de voir survenir un événement hors cadre de dimensionnement relevant du niveau de sûreté 4a (agression externe avec conséquences sur l'installation dépassant ce qui a été pris en compte lors de la conception, défaillances multiples des dispositifs relevant du niveau de sûreté 3).

Étant donné les lacunes constatées dans la maîtrise fondamentale des événements de niveau de sûreté 3, il existe un risque significativement accru de voir survenir un événement hors cadre de dimensionnement relevant du niveau de sûreté 4a.

---

<sup>24</sup> Les composants du noyau ne sont pas soumis à une exigence de redondance, mais il doit être possible de les faire fonctionner par des moyens alternatifs (fournis par la FARN au bout de 24 h) si leur maintenance est requise durant le fonctionnement du noyau dur.

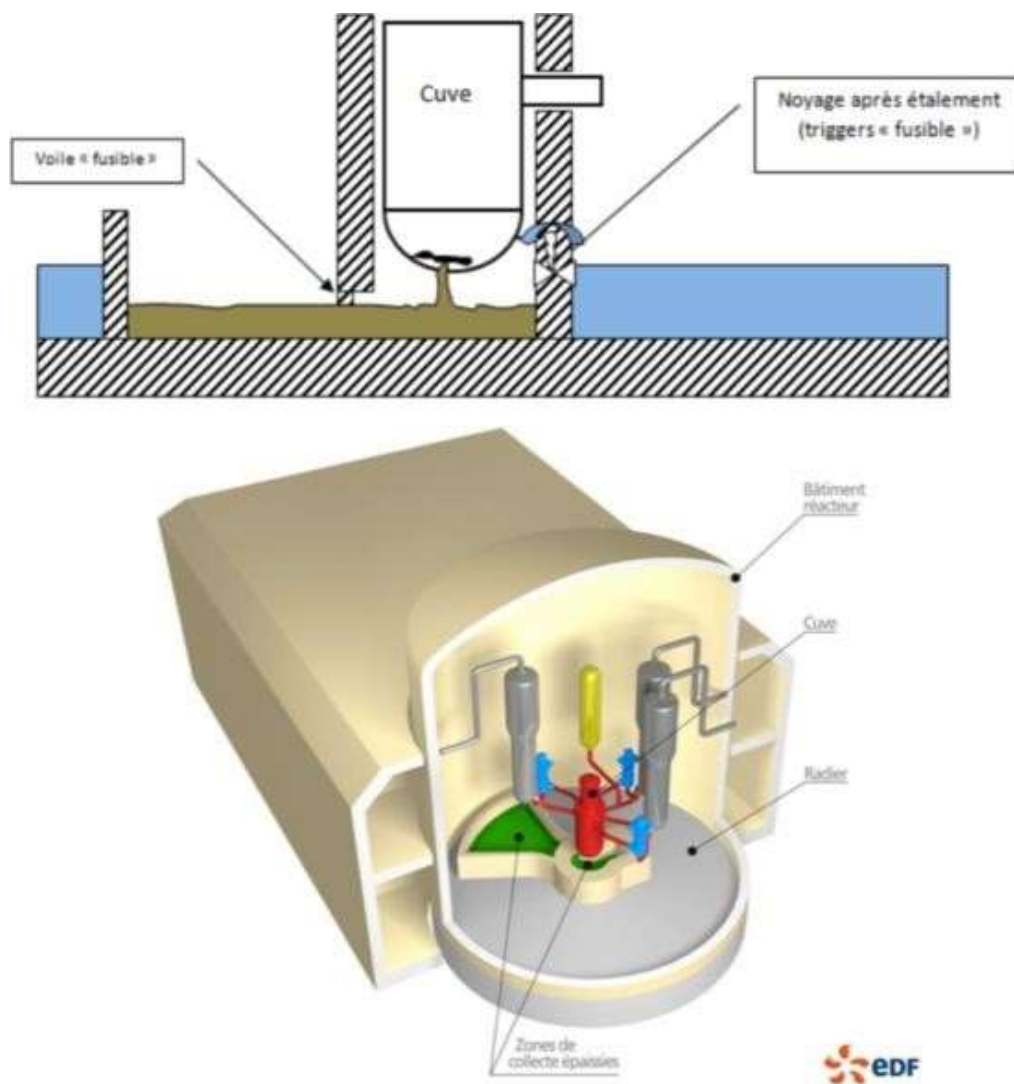
Quant aux dispositifs d'atténuation des accidents graves, il n'était pas obligatoire en France, jusqu'à la catastrophe de Fukushima, que ceux-ci soient conçus contre des événements de référence constitués par des agressions externes (en particulier des séismes). C'est notamment le cas des systèmes d'éventage avec filtration pour lesquels les plans actuels ne prévoient qu'un ajustement au niveau du SMHV<sup>25</sup> et non au niveau du séisme de référence<sup>26</sup>, contrairement à ce que prévoient les exigences relatives au « noyau dur ». Enfin, aucune mesure supplémentaire n'a été prévue dans les installations pour parer à une explosion de vapeur dans l'enceinte de confinement.

Afin d'empêcher le percement du radier par le cœur en fusion après la traversée de la cuve, les réacteurs de 900 MWe doivent être protégés par l'installation d'un récupérateur de corium (Figure 1). Le récupérateur de corium doit être conçu sur le principe de base du récupérateur de corium de l'EPR. Contrairement au récupérateur de corium de l'EPR d'une surface d'étalement d'environ 170 m<sup>2</sup>, le récupérateur de corium prévu pour les centrales de 900 MWe n'a toutefois une surface de seulement 80 m<sup>2</sup>. Jusqu'à présent, il n'a pas été démontré que les récupérateurs de corium présentant les dimensions et les conditions prévues pour les réacteurs de 900 MWe puissent être aussi efficaces que celui de l'EPR. Dans ce contexte, il faut également remarquer que le radier de l'enceinte de confinement de l'EPR est de conception beaucoup plus robuste que celui du réacteur de 900 MWe.

---

<sup>25</sup> SMHV : Séismes Maximaux Historiquement Vraisemblables

<sup>26</sup> Séisme de référence : Séismes Majorés de Sécurité - SMS. On utilise une comparaison simple en prenant en compte l'intensité du séisme liée au site  $I(SMS) = I(SMHV) + 1$



- Figure 1 : Représentation schématique d'un récupérateur de corium utilisé pour la modernisation des réacteurs de 900 MWe en France / Source, voir note de bas de page 1/

La catastrophe de Fukushima a démontré qu'il faut aussi prendre en compte les événements causant des dommages aux combustibles dans la zone de la piscine de stockage.

Force est de constater qu'il n'existe à l'heure actuelle aucun dispositif visant à atténuer les conséquences d'un accident survenant dans la zone de la piscine de stockage du combustible via, par exemple, un système de filtration des rejets provenant des bâtiments de la piscine de stockage. Aussi, pour atteindre le niveau de protection requis, la construction d'un bâtiment renforcé hébergeant la piscine de stockage du combustible irradié est nécessaire à l'extérieur de l'enceinte de



confinement. Il est particulièrement important, pour l'exploitation à long terme envisagée, de prouver la sûreté pendant la durée d'exploitation prévue des composants et systèmes non remplaçables ou difficilement remplaçables (Figure 2) compte tenu de leur vieillissement.

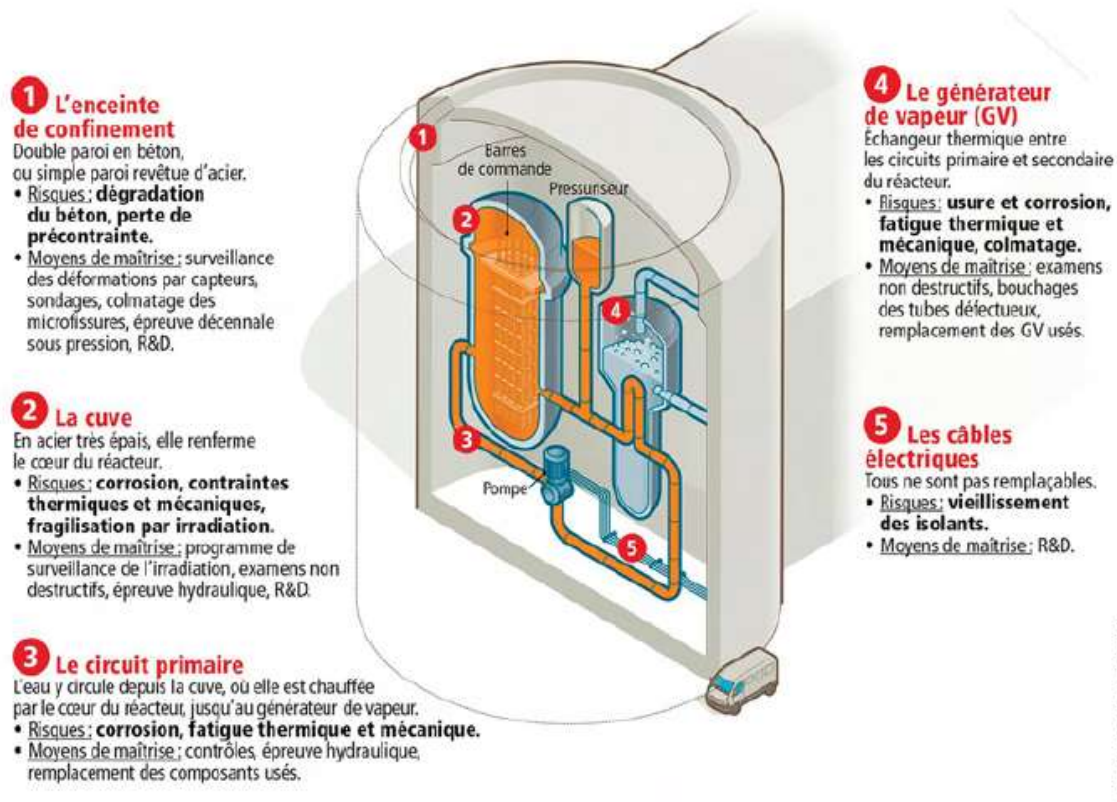


Figure 2 : Schéma des composants et systèmes non remplaçables ou difficilement remplaçables /25/

## Générateurs de vapeur

Il est prévu d'utiliser de nouveaux générateurs de vapeur dans toutes les centrales nucléaires de 900 MWe. D'après les informations actuellement disponibles, il faut également remplacer les générateurs des deux blocs des centrales de Cruas et de Chinon par de nouveaux générateurs.

La rupture d'au moins un tube du générateur de vapeur doit pouvoir être maîtrisée de façon fiable au moyen du système de sûreté existant. Dans le cas d'autres défaillances imputables à un incident, le danger fondamental est que la situation s'aggrave jusqu'à provoquer la fusion du cœur. Il faut par conséquent prévenir des dommages importants

due à la corrosion sur les tubes du générateur de vapeur en service. Dans cet esprit, il faut éviter préventivement les modes opératoires susceptibles d'engendrer de la corrosion sur les tubes du générateur. Les états de corrosion et les impuretés qui en résultent dans les générateurs de vapeur sont toutefois liées au système et ne peuvent donc pas être exclus en pratique<sup>27</sup>.

En ce qui concerne la situation des dommages altérant les tubes des générateurs, la commission allemande de sûreté des réacteurs a établi que : « Lors du mécanisme d'endommagement par la corrosion fissurante, la fissure peut généralement connaître une évolution rapide. Dans ce contexte, on ne peut pas exclure que lors du mécanisme d'altération dû à la corrosion, les fissures finissent par traverser les parois lors d'un cycle de fonctionnement /26/<sup>28</sup> ».

C'est pourquoi il faut aussi appliquer la stratégie d'évitement des états de corrosion également sur les « nouveaux » générateurs de vapeur déjà en service dans les réacteurs de 900 MWe en France et prouver que l'on peut exclure les fissures sous tension sur les tubes des générateurs de vapeur pour la période d'exploitation prévue.

Les générateurs de vapeur, en tant qu'interfaces entre le circuit primaire et le circuit secondaire, jouent en outre un rôle important dans la retenue des matières radioactives, notamment en cas d'accident. Lors d'un accident, les tubes de générateur fissurés représentent un risque dit de « contournement » de l'enceinte de confinement. Il faut, en pratique, éliminer ces conditions.

### **Enceinte de confinement /cuve du réacteur**

Le document /25/ décrit le mécanisme d'endommagement de l'enceinte de confinement. Sa conclusion est que toutes les fissures d'une ouverture supérieure à 0,3 mm présentes sur les parois externes de toutes les enceintes de confinement des réacteurs de 900 MWe devraient être traitées.

Par ailleurs, on n'a pas pu identifier exactement les causes de la corrosion métallique apparue dans le réacteur de la centrale de Bugey en 2015.

---

<sup>27</sup> Lors de l'évaporation de l'eau, des substances corrosives comme le sel, qui ne n'ont pas disparu avec la vapeur, restent dans l'eau du générateur. L'eau du générateur se concentre alors continuellement. Des mesures techniques et de traitement de l'eau doivent permettre de limiter la concentration de l'eau et d'éviter la corrosion et les dépôts. On ne peut toutefois pas éliminer totalement cette concentration, en particulier dans les zones du générateur où l'écoulement est restreint, par exemple dans les zones de la plaque tubulaire ou des entretoises.

<sup>28</sup> La constatation de la commission allemande de la sûreté des réacteurs (RSK) porte sur la situation de la centrale nucléaire de Neckarwestheim. Le matériau utilisé pour la fabrication du tube du générateur de vapeur de cette centrale allemande est l'alliage 800 (mod).

Si l'on envisage une prolongation de la durée de vie, il faudra intensifier considérablement les efforts de modernisation et prendre notamment des mesures pour empêcher les conséquences d'un accident résultant de la fusion du cœur.

La situation de fusion du cœur n'a pas été étudiée lors de la conception des centrales nucléaires de 900 MWe. Sur ce point, les contraintes engendrées par la fusion du cœur n'ont pas été prises en considération.

La défaillance de la cuve du réacteur dans une situation de fusion du cœur sous haute pression représente un cas particulièrement critique. L'EPR doit également satisfaire à l'exigence suivante : « On doit prévenir les situations de fusion du cœur par des dispositions lors de la conception...L'un des objectifs de la conception doit être le passage de la fusion du cœur sous haute pression en des séquences sous basse pression avec une haute fiabilité, de façon à ce que les situations de fusion du cœur sous haute pression puissent être 'exclues' ». /9/. Pour l'EPR, il faut donc prévoir des dispositifs de réduction de pression hautement fiables.

Il est douteux que l'on puisse moderniser un dispositif de dépressurisation efficace au moins équivalent à l'EPR en cas d'accident sur les réacteurs de 900 MWe.

La défaillance de la cuve du réacteur lors d'une fusion du cœur provoquera des contraintes dans l'enceinte de confinement, et elles ne pourront pas être éliminées de l'enceinte des réacteurs de 900 MWe. Dans ce cas, il faudrait s'attendre à des rejets précoces très importants qui ne pourraient plus être réduits par des mesures d'urgence.

## **Câbles**

Comme exposé précédemment, les réacteurs de 900 MWe ne sont pas prévus pour des contraintes résultant de la fusion du cœur.

On ne peut pas évaluer, sans les avoir examinés, les câbles non remplaçables (câbles de conduction, câbles du système de commande) du circuit électrique. Ce qui est toutefois certain, c'est que dans les cas où les câbles sont exposés à de telles conditions, il faudrait pouvoir les qualifier pour les conditions accidentelles avant le début de la prolongation de la durée de vie.

## 5 Synthèse

En France, les autorisations ne limitent pas la durée de vie des centrales nucléaires. Les autorités compétentes ont décidé de prolonger la durée de vie des centrales pour une période de 10 ans sur la base des résultats d'un réexamen de sûreté périodique effectué tous les 10 ans.

En France, l'autorisation de la prolongation de la durée de vie d'une centrale nucléaire dépend essentiellement des résultats du contrôle de sûreté de l'installation visant à déterminer son état de vieillissement actuel, à pronostiquer son vieillissement pour l'exploitation à long terme prévue et à définir les conditions de sûreté à atteindre pour cette prolongation.

Les réexamens périodiques de sûreté ne servent pas uniquement à confirmer un niveau de sûreté déjà existant, mais ils doivent aussi établir les mesures à prendre pour un renforcement continu du niveau de sûreté des centrales nucléaires existantes en service, avec pour objectif d'aligner autant que possible ce niveau sur celui de l'EPR en construction en France dans le cas d'une exploitation à long terme, après la concrétisation de la prolongation de la durée de vie initiale de 40 ans.

La sûreté de la centrale nucléaire de type EPR (European Pressurized Reactor) actuellement en construction repose sur un concept de sûreté divisé en quatre niveaux et sur des mesures de protection contre les événements internes (incendies, explosions) et externes naturels (séismes, inondations), et contre les événements dus aux activités humaines (crash d'avions). L'EPR possède des propriétés qui doivent garantir la retenue des matières radioactives même en cas de fusion du cœur.

En cas de prolongation de la durée de vie, la sûreté des centrales nucléaires déjà en exploitation en France doit être conforme aux normes applicables à l'EPR. Par conséquent, les différences constatées dans les installations existantes nécessitent une évaluation technique de leur sûreté et si besoin est, la suppression de ces différences, notamment en cas de prolongation de leur exploitation au-delà de leur durée de vie initiale. Les différences à combler doivent être évaluées avant le début de leur exploitation à long terme afin d'éliminer tout risque résiduel.

Les mesures de modernisation réalisées jusqu'à présent par EDF et prévues dans le futur contribuent à l'amélioration de la fiabilité des composants et dispositifs de toutes les centrales nucléaires de 900 MWe. Ces mesures se concentrent essentiellement sur

l'élimination des points faibles identifiés, la reconnaissance des problèmes de vieillissement et d'obsolescence des structures, systèmes et composants, sur leur suivi et lorsque cela est possible, sur leur élimination, sur des améliorations individuelles pour accroître la robustesse contre les agressions internes et externes (installation de « noyaux durs ») et sur une atténuation ponctuelle des conséquences de possibles scénarios de fusion du cœur. Ces mesures visent également à une amélioration supplémentaire de la culture de la sûreté.

Il subsiste cependant des déficits de base sur les réacteurs de 900 MWe par rapport aux exigences de sûreté posées par l'ASN comme condition d'exploitation au-delà de la durée de vie initiale. Ceux-ci incluent :

- La redondance incomplète des systèmes de sûreté, l'indépendance non constante des systèmes de sûreté et des déficits dans la garantie de l'indépendance des niveaux de sûreté.
- La protection des centrales nucléaires contre les agressions naturelles, en particulier la survenue d'événements dépassant significativement le cadre de dimensionnement. Sur ce point, il faut partir du principe que le réchauffement climatique déjà en cours exerce un impact sur l'intensité et la fréquence de survenue d'au moins une partie des sources de danger (par exemple, températures élevées de longue durée, pluies diluviennes, tempêtes extrêmes...).
- La protection des centrales nucléaires contre les événements liés aux activités humaines, notamment contre le crash d'un avion de taille significativement supérieure au cadre de dimensionnement.

Nous estimons nécessaires de renforcer ou de compléter le périmètre de protection interne des installations en cas d'urgence, de façon à garantir que :

- L'interface entre le « noyau dur » et les structures, systèmes et composants des centrales soit mieux protégée contre les événements externes que la centrale nucléaire elle-même, et reste disponible dans des conditions accidentelles extrêmes. Cette situation doit être évaluée et le cas échéant, modifiée, car elle présente un risque possible pour la maîtrise des états des installations hors cadre de dimensionnement.

- La totalité des mesures et dispositifs de protection d'urgence et d'atténuation des installations internes soit appliquée à la conception contre les agressions externes en parfaite conformité avec les exigences relatives au « noyau dur » contre les agressions externes.
- Il soit prouvé que le récupérateur de corium mis au point pour l'EPR soit totalement efficace sur les réacteurs de 900 MWe, même avec des conditions différentes.
- Le dispositif de décompression à moderniser soit suffisamment efficace pour la réduction rapide de la pression du circuit primaire en cas de fusion du cœur, de sorte qu'une défaillance de la cuve du réacteur sous haute pression soit à exclure en pratique.
- Les composants non remplaçables restent efficaces dans la mesure nécessaire dans des conditions accidentelles.

Par ailleurs, il faut prendre des mesures garantissant que l'on ne doit pas supposer une défaillance des tubes du générateur de vapeur pendant la durée d'exploitation.

Si l'ASN, l'autorité compétente, donnait son accord pour l'exploitation des réacteurs de 900 MWe au-delà de leur durée de vie prévue, il faudrait, avant le début de l'exploitation, au moins terminer, dans leur totalité et en respectant la qualité, les modernisations importantes énumérées dans l'Annexe 2.

En principe, après la fin de leur durée de vie prévue, soit 40 ans, les centrales nucléaires de 900 MWe devraient être considérées comme hors service. Il ne devrait y avoir des exceptions à ce principe que lorsque le risque lié à l'exploitation d'une telle centrale est équivalent au niveau de sûreté de l'EPR. Dans la mesure où l'on doit déterminer les différences avec celui-ci, il faut en évaluer le risque résiduel et le décrire dans un rapport accessible au public.

## 6 Bibliographie

- /1/ Bernard Roche: The French Nuclear Program,  
<http://apw.ee.pw.edu.pl/tresc/-eng/08-FrenchNucleamProgram.pdf>
- /2/ FUNDAMENTAL SAFETY PRINCIPLES, IAEA SAFETY STANDARDS  
SERIES No. SF-1, Vienna 2006
- /3/ Communiqué de presse de l'ASN du 07/07/2010  
(<https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Nouveaux-reacteurs-nucleaires-construits-dans-le-monde>)
- /4/ WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE IN  
RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-  
ICHI ACCIDENT, WENRA, 24th September 2014
- /5 / DIRECTIVE 2014/87/EURATOM DU CONSEIL du 8 juillet 2014 modifiant la  
directive 2009/71/Euratom établissant un cadre communautaire pour la  
sûreté nucléaire des installations nucléaires : <https://eur-lex.europa.eu/legal-content/FR/TXT/HTML/?uri=CELEX:32014L0087&from=DE>
- /6/ [https://www.legifrance.gouv.fr/loda/article\\_lc/LEGIARTI000021946818](https://www.legifrance.gouv.fr/loda/article_lc/LEGIARTI000021946818)
- /7/ <https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Arrete-relatif-a-la-reglementation-technique-generale-applicable-aux-INB>
- /8/ Bewertung neuer Reaktorkonzepte und der Übertragbarkeit  
sicherheitstechnischer Lösungen auf in Betrieb befindliche Anlagen, GRS-  
A-3649, März 2012
- /9/ "Technical Guidelines for the design and construction of the next  
generation of nuclear pressurized water plant units" adopted during  
plenary meetings of the GPR and German experts on the 19 and 26  
October 2000
- /10/ [https://www.asn.fr/annual\\_report/2015fr/](https://www.asn.fr/annual_report/2015fr/)

- /11/ Code de l'environnement, version du 04/10/2006
- /12/ Fabien FERON, NPP Periodic Safety Reviews (PSR) in France, French Nuclear Safety Authority (ASN), ENSREG workshop, April 2015
- /13/ [https://www.asn.fr/annual\\_report/2014fr/](https://www.asn.fr/annual_report/2014fr/)
- /14/ Pascal QUENTIN, Jean COUTURIER: IRSN point of view on plant long term operation assessment, IRSN, EUROSAFE Forum 2010
- /15/ E. RAIMOND, J.M. BONNET, G. CENERINO, F. PICHEREAU. F. DUBREUIL, J.P. VAN-DORSSELAERE, Continued efforts to improve the robustness of the French Gen II PWRs with respect to the risks of severe accidents. EUROSAFE 2011- 11- 08
- /16/ Complementary Safety Assessments of the French nuclear installations, Report by the French nuclear safety authority, December 2011
- /17/ EDF France modernization program for the existing NPPs, OECD/NEA Workshop, Innovations in Water-cooled Reactor Technologies, February 11-12th, 2015 - NEA Headquarters, Paris
- /18/ EDF: 'Grand Carénage', Presentation of major renovation programme, ENSREG Brussels 29/06/2017
- /19/ Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants, SSG-25.
- /20/ Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1 (Rev. 1), Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA, Vienna 2016
- /21/ WENRA Guidance, Article 8a of the EU Nuclear Safety Directive: "Timely Implementation of Reasonably Practicable Safety Improvements to Existing Nuclear Power Plants", Report of the Ad-hoc group to WENRA 13 June 2017
- /22/ Point de vue de l'IRSN sur la sûreté et la radioprotection du parc électronucléaire français en 2015,  
[https://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports\\_expertise/surete/Pages/Surete-radioprotection-parc-electronucleaire-2015.aspx](https://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_expertise/surete/Pages/Surete-radioprotection-parc-electronucleaire-2015.aspx)



- /23/ Patricia Dupuy, Carine Delafond, Alexandre Dubois : Temporary and Long Term Design Provisions Taken on the French NPP Fleet to Cope with Extended Station Black out in case of Rare and Severe External Events IRSN, France, NEA/CSNI/R(2015)4
- /24/ Seventh French Report under the CNS – August 2016
- /25/ État des recherches dans le domaine de la sûreté des réacteurs à eau sous pression, IRSN 2017.
- /26/ RSK-Empfehlung (512. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) am 22./23.10.2019)
- /27/ Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents Current State of Knowledge, IRSN 2015
- /28/ Convention on Nuclear Safety, Questions Posted To France in 2014
- /29/ <https://www.asn.fr/index.php/Informer/Actualites/Poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-900-MWe-au-dela-de-40-ans>
- /30/ Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires: Avis relatif au bilan de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs d'EdF de 900MWe. Réunion tenue à Montrouge le 12/11/2020 et le 13/11/2020.
- /31/ Augmentation préoccupante des incidents graves sur le parc nucléaire EDF, 13.12.2020, <https://journaldelenergie.com/nucleaire/augmentation-incidents-graves-nucleaire-edf/>



Les principaux systèmes de sûreté sont : le circuit de contrôle chimique et volumétrique du réacteur (RCV) ; le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) ; le circuit d'injection de sécurité (RIS) ; le circuit d'aspersion dans l'enceinte (EAS) ; le circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (ASG) ; le circuit de réfrigération intermédiaire (RRI) ; qui refroidit certains équipements de sécurité du RCV, du RIS, de l'EAS et du RRA, et les systèmes de ventilation ; le circuit d'eau brute secouru (SEC) qui assure le refroidissement du RRI au moyen de la source froide ; le circuit de réfrigération et de purification de l'eau des piscines (PTR, les systèmes de ventilation, les systèmes de protection contre les incendies, le système de contrôle-commande et les systèmes électriques.

Le circuit de contrôle volumétrique et chimique (RCV) est situé dans le bâtiment des auxiliaires et est dédié à une tranche. Les principaux composants du RCV sont les trois pompes d'injection haute pression, le réchauffeur intermédiaire et le vase d'expansion. Le RCV est secouru par une alimentation électrique de secours et est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Le RCV est alimenté en acide borique par le système d'acide borique et d'eau déminéralisée. Deux pompes assurent le pompage à partir des réserves d'acide borique et d'eau déminéralisée vers le RCV. Le système d'acide borique et d'eau déminéralisée est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) dédié à sa tranche se compose essentiellement de deux pompes basse pression et d'échangeurs de chaleur. La chaleur du réfrigérant primaire est évacuée par le circuit d'eau de refroidissement intermédiaire, puis par le circuit d'eau brute secouru. Le système de refroidissement à l'arrêt est secouru par une alimentation électrique de secours et est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Le circuit d'eau de refroidissement intermédiaire se trouve dans le bâtiment auxiliaire. La chaleur du circuit d'eau de refroidissement intermédiaire est reprise par des échangeurs thermiques qui sont refroidis par le circuit d'eau brute secouru. Le circuit d'eau de refroidissement intermédiaire est secouru par une alimentation électrique de secours, et les deux systèmes sont dimensionnés vis-à-vis de l'aléa sismique.

L'eau brute pour le refroidissement secondaire est prélevée dans l'ouvrage de prise d'eau via un système de filtration.

Le circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS) sert à évacuer la chaleur de l'enceinte en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire. Les principaux composants du système d'aspersion sont deux pompes basse pression et les échangeurs de chaleur associés. La chaleur est évacuée par le circuit d'eau de refroidissement intermédiaire, puis par le circuit d'eau brute sécurisé. Selon le déroulement de l'événement, l'eau de refroidissement est aspirée dans le réservoir de noyage ou dans le puisard de l'enceinte de confinement puis, après un refroidissement approprié, elle est pulvérisée dans l'enceinte de confinement. Le circuit d'aspersion de l'enceinte est secouru par une alimentation électrique de secours et est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Les principaux composants du circuit d'injection de sécurité (RIS) sont un réservoir de noyage d'environ 1600 m<sup>3</sup> de liquide de refroidissement boré et un réservoir d'acide borique concentré pour assurer la sous-criticité. Le système d'injection de sécurité dispose par ailleurs de trois accumulateurs et de deux pompes d'injection basse pression, qui peuvent aspirer aussi bien depuis le réservoir de noyage que depuis le puisard. En cas d'accident de perte de réfrigérant primaire à haute pression, les trois pompes HP du circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) déversent directement dans le circuit primaire. Les trois accumulateurs injectent dans le circuit primaire à partir d'une pression du circuit primaire d'environ 40 bars. À basse pression, le réfrigérant est injecté par deux pompes d'injection basse pression. Le système d'injection de secours est raccordé à une alimentation électrique de sécurité et il est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique. En cas d'indisponibilité des pompes d'alimentation haute pression, l'injection aux joints des pompes primaires s'effectue au moyen de la pompe d'essai de pression avec l'eau borée du réservoir de noyage.

Le pressuriseur comporte des vannes de décharge permettant de limiter et d'abaisser la pression du circuit primaire. Pour pouvoir les maintenir en position ouverte, il faut disposer d'une alimentation électrique et d'une commande. Pour protéger le circuit primaire contre les surpressions, le pressuriseur dispose de soupapes de sécurité.

Les principaux composants du système de refroidissement de la piscine des combustibles (PTR) sont deux pompes basse pression et les échangeurs associés. La chaleur est évacuée par le circuit d'eau de refroidissement intermédiaire et le circuit d'eau brute secouru. Le PTR est secouru par une alimentation électrique de secours et est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Les principaux composants du circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (ASG) sont les deux pompes alimentaires de secours et la turbopompe alimentée par de la vapeur vive. L'ASG dispose d'une bêche alimentaire de secours qui peut être réapprovisionnée à partir des deux réservoirs de stockage du circuit d'eau de refroidissement conventionnel. Le circuit d'alimentation de secours secondaire fait également office de système de démarrage et d'arrêt et sert également à l'évacuation de la chaleur du circuit secondaire en cas d'incident. Le circuit de l'ASG du système secondaire est secouru par une alimentation électrique de secours et est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.

Pour le réglage de la pression secondaire, de la vapeur peut être relâchée dans l'atmosphère à l'aide des vannes de décharge de vapeur vive. Chaque tranche dispose de trois vannes de décharge à l'atmosphère. Les vannes de décharge de vapeur vive sont commandées par le système de commande, l'activation nécessitant l'intervention du système d'air comprimé. Les vannes de décharge à l'atmosphère sont dimensionnées vis-à-vis de l'aléa sismique. La protection contre les surpressions du circuit secondaire est assurée par des vannes de sécurité de vapeur vive.

Le circuit d'air comprimé fournit l'air comprimé nécessaire notamment pour le fonctionnement des vannes de décharge de vapeur vive et de la turbopompe d'injection. La tuyauterie, les vannes et les réservoirs d'air comprimé du système à air comprimé sont dimensionnés vis-à-vis de l'aléa sismique.

Le circuit d'eau de refroidissement de chaque tranche comprend un réservoir d'eau de refroidissement d'une capacité d'environ 1300 m<sup>3</sup>. Il existe des connexions croisées entre les réservoirs d'eau de refroidissement. Les réservoirs d'eau de refroidissement ne sont pas dimensionnés vis-à-vis de l'aléa sismique.

L'eau de la nappe phréatique nécessaire à l'alimentation en eau douce du système d'acide borique et d'eau déminéralisée est pompée dans un puits qui descend dans la nappe phréatique. Ces pompes, ainsi que le puits d'eau souterraine, ne sont pas dimensionnés vis-à-vis de l'aléa sismique.

- Indications concernant l'alimentation électrique

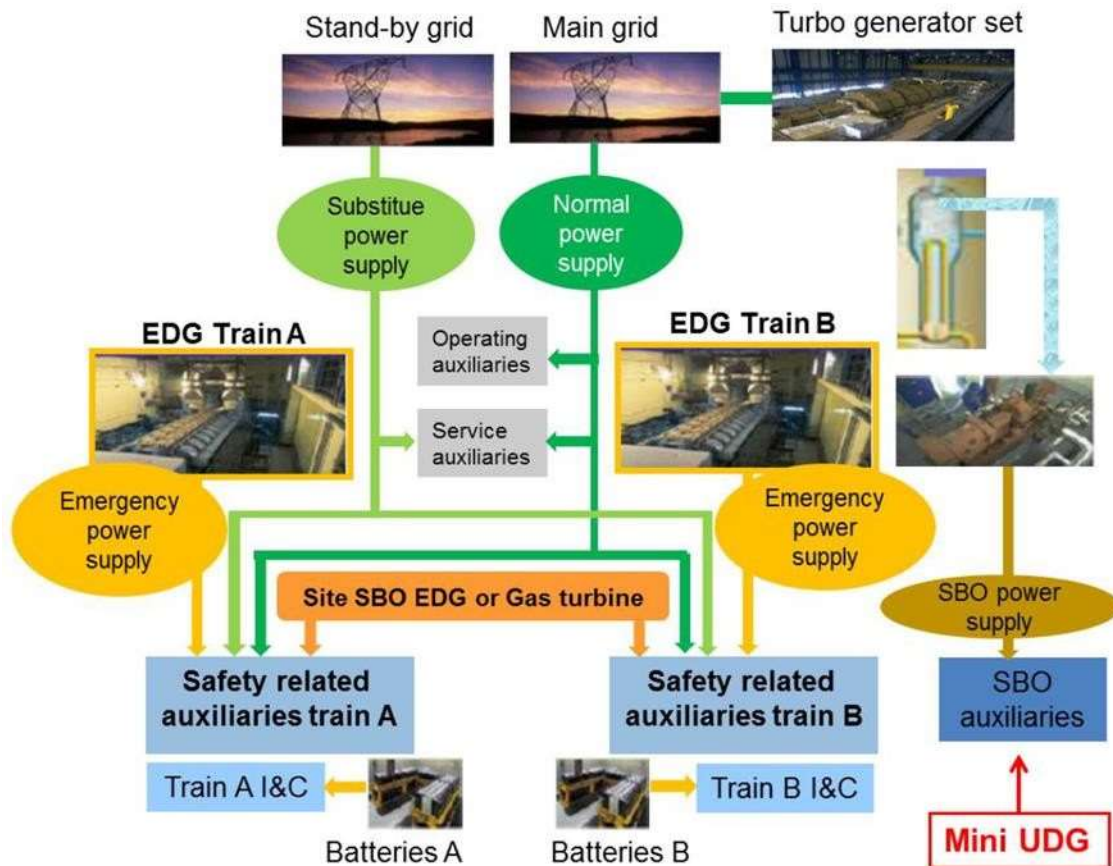


Figure 4 : Schéma de l'alimentation électrique (source : IRSN /23/)

« Dans les centrales nucléaires françaises, chaque réacteur est équipé de deux générateurs diesel de secours (EDG) conçus pour alimenter en électricité des tableaux électriques de 6,6 Kv. Ces tableaux, appelés « LHA » et « LHB », constituent les supports électriques des deux trains redondants, à savoir le train A et le train B. Un petit générateur diesel (le « mini UDG ») est prévu pour fournir temporairement l'alimentation de secours (par actionnements manuels), notamment pour le I&C nécessaire dans une situation de SBO (station blackout, panne électrique totale), la ventilation et l'éclairage de la salle de contrôle. Le petit générateur est installé dans un conteneur situé près du bâtiment de l'électricité. Les mini UDG ont déjà été installés dans des unités opérationnelles (une par unité) » /23/.

Chaque tranche est reliée au réseau 400 kV par un transformateur principal (TP) (Figure 4). Il existe plusieurs jeux de barres de 6,6 Kv pour l'alimentation des auxiliaires. Une alimentation croisée est également possible lorsqu'il y a plusieurs tranches.

En cas de perte de l'alimentation électrique, il est procédé à un délestage avec alimentation des auxiliaires par le transformateur de soutirage (TS).

Chaque tranche est reliée au réseau 225 Kv par un transformateur auxiliaire (TA). Cette connexion au réseau de réserve peut être utilisée pour alimenter le jeu des barres d'alimentation des auxiliaires ainsi que pour le secours mutuel en cas d'existence de plusieurs tranches sur le site. Ce raccordement permet également d'alimenter la centrale nucléaire par l'intermédiaire de producteurs d'électricité implantés à proximité immédiate du site.

Chaque tranche est équipée de deux diesels de secours dont la capacité unitaire doit être suffisante pour assurer, en cas d'incident, l'alimentation électrique d'une redondance des équipements importants pour la sûreté.

Les diesels de secours alimentent les distributions électriques de secours 6,6 Kv d'une tranche et, en cas d'incidents sur le réseau principal et le réseau auxiliaire, ils sont automatiquement démarrés par l'intermédiaire de la chute de tension sur les jeux de barres de secours. Les réserves de carburant diesel disponibles sur le site doivent permettre une autonomie de fonctionnement de plusieurs (3,5) jours. L'approvisionnement en carburant diesel doit également être assuré au-delà de cette période.

L'alimentation des diesels de secours en eau de refroidissement devra être assurée pour une période de plus de 15 jours. La réserve en air comprimé doit être suffisante pour au moins cinq essais de démarrage par groupe diesel, les générateurs d'air comprimé dédiés aux diesels devant assurer son réapprovisionnement. Les diesels de secours doivent donc être indépendants du système à air comprimé. Les diesels de secours et les barres d'alimentation de secours correspondantes sont dimensionnés vis-à-vis de l'aléa sismique.

Une turbine à gaz (TAC) est disponible sur chaque site de centrale nucléaire. En cas de besoin, cette turbine peut être raccordée manuellement aux barres d'alimentation électrique de secours d'une tranche. Sa capacité doit être suffisante pour alimenter en

énergie électrique les équipements importants pour la sûreté en cas d'incident. La turbine n'est pas dimensionnée vis-à-vis de l'aléa sismique.

Afin de permettre la transition pendant le laps de temps hors tension avant la montée en puissance des diesels de secours et l'assurance des fonctions importantes même en cas de perte complète de l'alimentation en courant alternatif, les tranches disposent également de plusieurs barres de courant continu et de courant alternatif alimentées par batterie. Les batteries doivent avoir une capacité de plus d'une heure. Les barres sont dimensionnées vis-à-vis de l'aléa sismique.

Chaque centrale nucléaire dispose également d'un groupe turbo-alternateur (LLS) qui fonctionne à la vapeur vive. Ce turbo-alternateur est en mesure d'alimenter des équipements électriques sélectionnés. En particulier, deux des trois vannes de décharge de vapeur vive, la commande de la turbopompe d'injection et la pompe d'essai de pression peuvent être alimentées. Le système est dimensionné vis-à-vis de l'aléa sismique.



## **Annexe 2 : Aperçu des modifications importantes déjà effectuées et prévues dans le futur sur les centrales équipées de réacteurs de 900 MWe en France**

- Modifications importantes déjà effectuées sur les centrales nucléaires de 900 MWe suite à l'évaluation et au transfert d'expérience à partir des centrales nucléaires en exploitation dans le pays et à l'étranger, ainsi que sur la base des nouvelles connaissances techniques pertinentes pour la sécurité :
  - Amélioration de plusieurs systèmes pertinents pour la sûreté, en particulier dans le domaine de l'alimentation électrique de secours, des vannes de décharge, de l'alimentation des générateurs de vapeur et du filtre à sable de l'enceinte de confinement.
  - Simplification de la gestion des incidents ou des accidents survenant sur les circuits d'alimentation de sécurité et les sprinklers de l'enceinte de confinement, installation d'un système pour le contrôle chimique et volumétrique en cas de panne de circuit de refroidissement intermédiaire, modifications des filtres de puisard de l'enceinte de confinement, installation d'une alimentation parallèle dans les systèmes de sûreté du circuit primaire, ajout de nombreuses fonctions automatiques (détermination d'un incident sans état d'arrêt, barrière sur le système de vapeur, seuils pour l'arrêt d'urgence, etc.) et alarmes, installation d'un système pour le réacheminement de l'eau dans le bâtiment du réacteur en cas d'incident.
  - Renforcement de la protection contre les séismes, notamment amélioration de la résistance sismique des conduites de l'alimentation de secours du générateur de vapeur, amélioration de la protection contre les incendies.
  - Amélioration des conditions de la radioprotection.
  - On a en outre remplacé les générateurs de vapeur et entrepris des améliorations/modifications concernant l'utilisation du combustible.
  - La classification constante du matériel a permis de remplacer de nombreux matériels par des matériels qualifiés.
  
- Modifications importantes consécutives aux réexamens périodiques

Les modifications entreprises sur les réacteurs de 900 MWe avaient essentiellement

pour objectifs :

- D'améliorer la sûreté des réacteurs quant à la gestion des incidents en permettant un arrêt automatique de la pompe de refroidissement principal au cours de certains incidents, une modification des accumulateurs et des modifications dans la zone du filtre du puisard.
- De modifier les conditions de fonctionnement des générateurs de vapeur (GV) afin, en cas de rupture du tube du GV, de réduire le risque d'écoulement du réfrigérant primaire à partir de cette rupture et son déversement dans l'environnement.
- D'améliorer la fiabilité du diesel de secours.
- De remplacer des matériels afin de garantir la qualification en cas de conditions accidentelles.
- D'améliorer la gestion des accidents graves grâce à l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs.
- D'améliorer et de renforcer les sas au niveau des enceintes de confinement pour les conditions accidentelles.
- D'améliorer l'étanchéité des traversées de l'enceinte de confinement afin d'assurer un confinement nécessaire en cas d'accident.
- D'assurer la fiabilité lors de l'ouverture des vannes de la cuve sous pression en cas d'accident grave, afin de réduire la pression dans le circuit primaire et d'empêcher une fusion du cœur du réacteur sous pression.
- De renforcer les dispositions matérielles et organisationnelles afin d'empêcher le dénoyage de la piscine de désactivation et l'exposition des combustibles.
- D'installer des détecteurs dans l'enceinte de confinement afin de déceler notamment l'hydrogène.
- De remplacer des vannes par des vannes résistant à des conditions accidentelles.
- D'améliorer la protection contre les séismes, les inondations et les incendies.
- De renforcer les ouvrages, les structures et les équipements pour garantir leur résistance sismique.

- D'améliorer la résistance des bâtiments et des équipements contre les événements climatiques comme les vents violents ou la glace ;
- D'améliorer les prescriptions afin de prévenir les incendies et de lutter contre ceux-ci, et de prévenir les explosions, en particulier d'hydrogène.
- Autres points essentiels portant sur les modernisations durant la période des quatre réexamens périodiques de sûreté qui, selon l'ASN, sont nécessaires et constituent une condition pré-requise à une prolongation de la durée de vie :
  - Remplacement des générateurs de vapeur dans 4 tranches de centrales nucléaires (d'après les informations disponibles, cette mesure concerne Cruas 2 et 3, Chinon 3 et 4) pour lesquelles aucun remplacement n'a été effectué jusqu'à présent.
  - Installation complète du « noyau dur » /24/.
  - Mesures supplémentaires pour la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence.
  - Analyses supplémentaires des incidents de référence.
  - Mesures supplémentaires pour l'amélioration de la robustesse des dispositifs contre les événements internes et externes.
  - Mesures supplémentaires pour la gestion des accidents de fusion du cœur.
  - L'exploitant devra, le 31 décembre 2021 au plus tard vérifier que les dispositifs de sûreté remplissent leur fonction et identifier les divergences par rapport aux exigences de sécurité en vigueur. Ce programme doit en outre être complété par des tests visant à vérifier :
    - la fonctionnalité du système d'alimentation de secours ASG du générateur de vapeur lors de déroulements d'incidents spécifiques ;
    - l'efficacité de la turbopompe même lorsque le niveau de l'eau de la cuve d'alimentation de secours ASG est bas. Les tests doivent être effectués au moins sur un réacteur de la centrale de Bugey et sur un réacteur de type CPY.
    - l'efficacité de la turbopompe en cas de panne totale de l'alimentation électrique sur une longue durée.
  - Tests visant à vérifier l'efficacité du groupe électrogène de secours (systèmes LHG et LHH dans la centrale nucléaire de Bugey et LHP et LHQ pour les

réacteurs de type CPY) sur une longue durée d'au moins 48 heures.

- Tests visant à vérifier les mesures garantissant la capacité fonctionnelle des équipements électriques lors d'une panne totale du système de ventilation des salles abritant ces équipements (DVL).
- Tests visant à vérifier l'efficacité des pompes de l'installation des sprinklers de l'enceinte de confinement (EAS) dans des conditions d'incidents.
- Tests visant à vérifier l'efficacité des moteurs électriques après ouverture d'une phase de courant dans le réseau électrique.
- L'exploitant devra, au plus tard le 31 décembre 2024 :
  - Remplacer les isolants thermiques en fibres protégeant les tuyauteries.
  - Vérifier que les conditions de température restent dans le cadre prévu pour la capacité fonctionnelle des composants, dispositifs et systèmes nécessaires à la sûreté de l'installation en situation normale, en cas d'incident ou d'accident.
- L'exploitant devra garantir, au plus tard lors de la remise du rapport final, que l'alimentation de secours est assurée dans toutes les situations pertinentes afin de prouver la sûreté. À cet égard, le bilan de puissance de chaque groupe électrogène de secours devra présenter une réserve d'au moins 5 %.
- Gestion des accidents sans fusion du cœur
  - Amélioration des mesures nécessaires à la gestion des situations accidentelles impliquant la piscine des combustibles.
  - Amélioration de la prise en compte des conséquences des événements internes et externes sur l'installation, y compris les événements plus graves que supposés jusqu'à présent, dans l'hypothèse d'une panne parallèle des dispositifs pertinents pour la sûreté.
- Gestion des accidents avec fusion du cœur
  - Réduction du risque d'accident de fusion du cœur et des conséquences de ce type d'accident, notamment en limitant les situations qui aboutiraient à une perte de la fonction barrière de l'enceinte de confinement.

- Réduction du risque de perforation du fond de l'enceinte de confinement par le corium.
- L'impact de hautes températures devra être analysé au plus tard lors de la remise du rapport final. L'analyse doit prendre en compte les températures qui sont hors cadre de dimensionnement (fréquence de récurrence de 10 000 ans).
- L'exploitant devra, au plus tard lors de la remise du rapport final, identifier les systèmes, structures et composants qui nécessiteraient un renforcement afin de garantir la stabilité du « noyau dur » contre un risque sismique impondérable.
- Pour les explosions qui pourraient aboutir à la perte des fonctions de sûreté, il faut identifier et vérifier les mesures et dispositifs cruciaux pour la sûreté ainsi que leur efficacité.
- On doit quantifier les risques de formation d'une atmosphère explosive dans le bâtiment du réacteur en prenant en compte les conséquences de séismes.
- On doit disposer, en tant que composantes du « noyau dur », de divers mesures et dispositifs nécessaires au refroidissement et au réapprovisionnement en eau de la piscine des combustibles<sup>29</sup>.

---

<sup>29</sup> Si l'on ne complète pas, en tant que composantes du « noyau dur », les mesures et dispositifs nécessaires au refroidissement diversitaire et au réapprovisionnement en eau de la piscine des combustibles, une mise en service de chaque réacteur ne devrait pas être possible. Cette modernisation permet une protection partielle sûre de la piscine des combustibles