

France : Consultation sur les
conditions de poursuite de
l'exploitation des réacteurs de
900 MWe au-delà de 40 ans

 Bundesministerium
Klimaschutz, Umwelt,
Energie, Mobilität,
Innovation und Technologie

pulswerk
Das Beratungsunternehmen des
Österreichischen Ökologie-Instituts

Avis d'experts

FRANCE : CONSULTATION SUR LES CONDITIONS DE POURSUITE DE L'EXPLOITATION DES RÉACTEURS DE 900 MWE AU-DELÀ DE 40 ANS

Avis d'experts

Oda Becker
Manfred Mertins
Gabriele Mraz

 Bundesministerium
Klimaschutz, Umwelt,
Energie, Mobilität,
Innovation und Technologie

Élaboré pour le compte du
Ministère fédéral de la Protection du climat, de l'Environnement, de l'Énergie,
de la Mobilité, de l'Innovation et de la Technologie
Département VI/9 Coordination générale des affaires nucléaires
Numéro de dossier : GZ: BMNT-UW.1.1.2/0019-I/6/2018

pulswerk
Das Beratungsunternehmen des
Österreichischen Ökologie-Instituts

RAPPORT
RAP-0753

Wien 2021

Gestion de projet

Franz Meister, Umweltbundesamt

Auteurs – BIEGE Nuklearexpertise

Oda Becker, consultante technico-scientifique (chap. 3, 4, gestion de projet)

Manfred Mertins (chap. 2, 5)

Gabriele Mraz, pulswerk GmbH (chap. 1, gestion de projet)

Traductions :

Patricia Lorenz

Interlingua

Mise en page

Doris Weismayr, Umweltbundesamt

Élaboré pour le compte du

Ministère fédéral de la Protection du climat, de l'Environnement, de l'Énergie, de la Mobilité, de l'Innovation et de la Technologie

Département VI/9 Coordination générale des affaires nucléaires

Pour plus d'informations sur les publications de l'Umweltbundesamt, veuillez consulter :

<http://www.umweltbundesamt.at/>

Mentions légales

Propriétaire et éditeur des médias : Umweltbundesamt GmbH
Spittelauer Lände 5, 1090 Vienne/Autriche

Cette publication paraît exclusivement sous forme électronique sur <http://www.umweltbundesamt.at/>.

© Umweltbundesamt GmbH, Vienne, 2021

Tous droits réservés

ISBN 978-3-99004-575-6

TABLE DES MATIÈRES

ZUSAMMENFASSUNG	5
SUMMARY	9
RÉSUMÉ	13
1 INITIATION ET PROCÉDURE	17
2 ANALYSE DES ASPECTS LES PLUS IMPORTANTS EN MATIÈRE DE SÉCURITÉ – ACCIDENTS SANS FUSION DU CŒUR	19
2.1 Sommaire de l’avis d’experts au sujet de la première phase de consultation	19
2.2 Discussion des nouvelles informations contenues dans les documents de l’ASN	21
2.3 Conclusions	24
3 ANALYSE DES ASPECTS LES PLUS IMPORTANTS POUR LA SÉCURITÉ – ACCIDENTS AVEC FUSION DU CŒUR	25
3.1 Sommaire de l’avis d’experts au sujet de la première phase de consultation.....	25
3.2 Discussion des nouvelles informations contenues dans les documents de l’ASN	26
3.3 Conclusions	30
4 STOCKAGE DES COMBUSTIBLES USAGÉS	31
4.1 Sommaire de l’avis d’experts au sujet de la première phase de consultation	31
4.2 Discussion des nouvelles informations contenues dans les documents de l’ASN	32
4.3 Conclusions	35
5 ANALYSE DE LA CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION DES STRUCTURES, SYSTÈMES ET COMPOSANTS IMPORTANTS POUR LA SÉCURITÉ	37
5.1 Sommaire de l’avis d’experts au sujet de la première phase de consultation	37
5.2 Discussion des nouvelles informations contenues dans les documents de l’ASN	41
5.3 Conclusions	41
6 BIBLIOGRAPHIE	42
7 LISTE DES FIGURES ET DES TABLEAUX	45
8 ABRÉVIATIONS	46

ZUSAMMENFASSUNG

In Frankreich sind 56 Kernkraftwerke (KKW) in Betrieb, darunter 32 Reaktoren zu je 900 MegaWatt, deren Laufzeit demnächst 40 Jahre erreicht oder schon erreicht hat. Alle zehn Jahre muss eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchgeführt werden um den Weiterbetrieb der KKW zu ermöglichen. Die nun durchgeführte vierte PSÜ ist von besonderer Wichtigkeit, da das ursprüngliche Design der Reaktoren nur auf eine Laufzeit von 40 Jahren ausgelegt war. Sie umfasst einen generischen Teil, der für die ganze 900-MW-Flotte gilt, und anlagenspezifische Ergänzungen. Die generische Phase der PSÜ wird mit der gegenständlichen öffentlichen Konsultation, die Ende 2020 begonnen hat, abgeschlossen. Im nächsten Schritt erfolgen bis 2031 die PSÜ für die einzelnen Reaktoren, wofür regionale Konsultationsverfahren durchgeführt werden.

Frankreich führt seit 2018 ein freiwilliges Beteiligungsverfahren für die Öffentlichkeit an der generischen Phase der PSÜ durch. Die nun vorliegende Beteiligungsmöglichkeit seit 3. Dezember 2020 bezieht sich auf die von der französischen Nuklearaufsichtsbehörde ASN im Entwurf vorgeschlagenen Bedingungen für den Weiterbetrieb von 900-MWe-Reaktoren über 40 Jahre hinaus.

Das französische Verfahren ist keine Strategische Umweltprüfung (SUP) und auch kein Umweltverträglichkeitsverfahren (UVP) im Sinne der Espoo und der Aarhus Konvention. Gerade vor dem Hintergrund neuer Entwicklungen im Rahmen der Espoo und Aarhus Konvention, in denen die UVP-Pflicht für Laufzeitverlängerungen von KKW geregelt wird, ist dies jedoch zu hinterfragen.

Österreich hat sich bereits in der ersten Phase dieser Konsultation beteiligt. Im Auftrag des Bundesministeriums für Klimaschutz erstellte das Umweltbundesamt eine Fachstellungnahme. ([Umweltbundesamt 2019](#)) Die damals gewonnenen Erkenntnisse zu Sicherheitsanforderungen werden anhand der neu aufgelegten Dokumente überprüft, Schlussfolgerungen bezüglich möglicher nachteiliger Auswirkungen der Laufzeitverlängerungen auf Österreich werden gezogen. Ziel der österreichischen Beteiligung ist es, die vorgeschlagenen Änderungen an den Reaktoren dahingehend zu überprüfen, ob diese mögliche erhebliche Folgen von schweren Unfällen auf Österreich minimieren oder wenn möglich verhindern können.

Analyse der wichtigsten sicherheitsrelevanten Aspekte – Unfälle ohne Kernschmelze

Die bisher vom Betreiber Électricité de France (EDF) durchgeführten und im Weiteren vorgesehenen Nachrüstmaßnahmen tragen zur Verbesserung der Zuverlässigkeit von Strukturen, Systemen und Komponenten der 900-MW-Reaktoren bei. Die Maßnahmen konzentrieren sich im Wesentlichen auf die Beseitigung von erkannten Schwachstellen, das Erkennen von Problemen des Verhaltens und der Alterung an Strukturen, Systemen und Komponenten, deren Verfolgung und wo möglich deren Beseitigung, sowie auf einzelne Verbesserungen zur Erhöhung der Robustheit gegen interne und externe Einwirkungen, insbesondere durch Installation des „Hardened Safety Cores“ („noyau dur“) und des „ultimate containment residual heat removal device“ („EASu“). Diese Systeme sollen insbesondere im Falle auslegungsüberschreitender Anlagenzustände, also bei Zuständen der Sicherheitsebene 4, die erforderliche Abfuhr der Wärme sicherstellen.

Zusammenfassung

Bestehende grundlegende Defizite bei den 900-MW-Reaktoren gegenüber den von ASN angegebenen Anforderungen an die Sicherheit als Voraussetzung für einen Betrieb über die ursprüngliche Laufzeit von 40 Jahren hinaus bleiben jedoch weiterhin bestehen.

Angesichts der festgestellten Defizite bei der zentral wichtigen Beherrschung von Ereignissen auf der Sicherheitsebene 3 besteht gegenüber dem EPR, einem Reaktortyp der 3. Generation, der gerade in Flamanville im Bau ist, ein deutlich erhöhtes Risiko dafür, dass es zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen der Sicherheitsebene 4 mit der Konsequenz einer Gefährdung der Rückhaltung radioaktiver Stoffe kommen kann.

Es ist jedoch anzumerken, dass viele der im ASN-Bescheidentwurf angeführten Änderungen erst durch weitere Studien untermauert werden müssen, deren Ergebnisse von ASN in weiterer Folge noch abgenommen werden müssen. Somit liegt zum Ende der 4. PSÜ der insgesamt erforderliche Nachrüstumfang nicht konkret verifiziert vor.

Analyse der wichtigsten sicherheitsrelevanten Aspekte – Unfälle mit Kernschmelze

Die Überprüfung durch die Nuklearaufsichtsbehörde ASN im Bereich Kernschmelzunfälle zeigt eine Reihe von Defiziten in den von EDF bislang vorgelegten Konzepten. ASN fordert nun die Umsetzung von signifikanten Verbesserungen der Konzepte.

Das von EDF vorgeschlagene Konzept zur Verhinderung des Durchschmelzens des Fundaments kann noch nicht als effektiv bezeichnet werden. Bei der Hälfte der KKW ist ein Durchschmelzen der (sehr kieselhaltigen) Fundamente zu erwarten. Eine Entscheidung zu der erforderlichen Verstärkung der entsprechenden Fundamente ist noch nicht getroffen. Ob die in einigen Jahren zwischen ASN und EDF vereinbarten Maßnahmen ausreichend sind, kann derzeit noch nicht bewertet werden.

Die Überprüfung der ASN zeigte, dass das wesentliche Sicherheitssystem EASu in unterschiedlichen Unfallsituationen ausfallen kann. Zahlreiche weitere Komponenten und Maßnahmen sind aus Sicht von ASN erforderlich, damit das System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme aus dem Sicherheitsbehälter eingesetzt werden kann. Ob sich diese Anforderungen alle umsetzen lassen, ist zudem fraglich.

Eine wichtige Modifikation zur Verhinderung einer großen radioaktiven Freisetzung soll erst in Phase B (vier Jahre nach der PSÜ) ausgeführt werden.

Aber auch im Falle einer erfolgreichen Umsetzung aller geforderten Komponenten und Maßnahmen, entspricht das EASu nicht aktuellen Sicherheitsanforderungen, da es Aufgaben in mehreren Sicherheitsebenen übernehmen soll.

Das Gelingen des Severe Accident Management (SAM) hängt zudem von schnellen, zielgerichteten Handlungen der Betriebsmannschaft ab. Laut ASN (2020b) hat EDF bisher nicht nachgewiesen, dass dieses grundsätzlich möglich ist.

Die Nachrüstungen der U5-Filteranlage hinsichtlich fehlender Auslegung gegen Erdbeben und mangelnder Iodfilterung sind noch nicht erfolgt, obwohl die erheblichen Sicherheitsdefizite bereits seit 2011 bekannt sind.

Auch die Entwicklung einer ausreichend wirkungsvollen Maßnahme für die Begrenzung der Ausbreitung von kontaminiertem Wasser in die Umwelt und zu Kosten, die als verhältnismäßig angesehen werden, dauert noch an.

Die Bewertung der vorgelegten Konzepte im Bereich Kernschmelzunfälle für die französischen 900-MW-Reaktoren verdeutlichte die technischen (und wirtschaftlichen) Grenzen für die Erreichung des Sicherheitsniveaus des EPR.

Insgesamt ist das gesetzte Ziel der Begrenzung der radiologischen Auswirkungen während eines schweren Unfalls nicht erreicht.

Lagerung der abgebrannten Brennelemente

Am Ende der Umsetzung der im Rahmen der 4. PSÜ geplanten Nachrüstungen sollen als Teil des „Hardened Safety Core“ ein zusätzliches Kühlsystem des Brennelementlagerbeckens (SFP), ein Nachspeisewassersystem und eine Notwasserquelle implementiert sein. Mit diesen erheblichen Nachrüstungen kann das Risiko einer Brennelementfreilegung in vielen Unfallsituation reduziert werden.

ASN kritisiert jedoch die begrenzte Zielsetzung für das zu erreichende Sicherheitsniveau. Der Untersuchungsumfang von EDF zu möglichen Unfallsituationen im SFP ist bisher nicht ausreichend. EDF muss die Liste an Situationen, die zu einem Wasserverlust oder zu mangelnder Kühlung der Brennelemente im SFP führen könnten, vervollständigen, um etwaige umzusetzende Maßnahmen zu identifizieren.

ASN fordert umfangreiche Nachreichungen, schränkt aber hinsichtlich der erforderlichen Nachrüstungen bereits ein, dass diese „verhältnismäßig“ sein müssen. Das dann schlussendlich erreichte Sicherheitsniveau kann daher noch nicht bewertet werden.

Um langfristig die Freisetzung aus dem SFP im Falle eines schweren Unfalls zu vermeiden, ist das Erreichen eines sicheren Zustands ohne Sieden des Wassers erforderlich. Ob dieser Zustand für alle Unfallszenarien erreicht werden kann, muss EDF noch nachweisen.

Hinsichtlich eines Brandes entspricht das durch Nachrüstung erreichte Sicherheitsniveau nicht dem heutzutage geforderten Sicherheitsniveau. Für Unfallsituationen durch Explosionen und Leckagen stehen noch weitere Studien und ggf. Nachrüstungen aus, erst dann kann das erreichte Sicherheitslevel bewertet werden.

EDF hat auch die Folgen des Absturzes eines Flugzeugs der allgemeinen Luftfahrt auf das Brennstoffgebäude untersucht. Laut EDF führt dies nicht zu einer Freilegung der Brennelemente im SFP. Diese Aussage ist auf Basis der bereits vorliegenden Studien zum Flugzeugabsturz nicht nachvollziehbar und kann ohne Darlegung der für die Studie verwendeten Annahme (z.B. zum Flugzeugtyp) nicht bewertet werden.

Ob die noch zu bestimmenden weiteren Nachrüstungen das von ASN gesteckte Sicherheitsniveau erreichen werden, ist zurzeit noch fraglich. Die bedeutendste Schwachstelle, die Verwundbarkeit des SFP gegenüber externen Einwirkungen, würde im Falle einer Betriebsverlängerung weitere 20 Jahre bestehen bleiben, da Maßnahmen zur Behebung dieser Schwachstelle nicht vorgesehen sind.

Zusammenfassung

Insgesamt sind unfallbedingte Freisetzungen aus dem Brennelementlagerbecken mit erheblichen Auswirkungen auch auf Österreich nicht ausgeschlossen.

Analyse der Regelkonformität bei wichtigen sicherheitsrelevanten Strukturen, Systemen und Komponenten

Seitens ASN sollen sich die Neubewertung der Reaktoren und die sich daraus ergebenden Verbesserungen an den neuen Reaktorgenerationen, wie dem EPR, orientieren, dessen Design deutlich verstärkte Sicherheitsanforderungen erfüllt.

Die vorliegenden Informationen im Bescheidentwurf, wie auch den ebenso veröffentlichten Begleitbericht, sind jedoch nicht ausreichend und geeignet, um nachzuvollziehen, inwieweit die den Stand von Wissenschaft und Technik reflektierenden Anforderungen mit den angedachten Nachrüst- und Verbesserungsmaßnahmen erreicht werden können. Entweder sind Anforderungen (wie z.B. Redundanz von Sicherheitssystemen im Abgleich mit den EPR Anforderungen, Maßnahmen zum praktischen Ausschluss von Dampferzeuger-Heizrohren) überhaupt nicht angesprochen oder die jeweiligen Darlegungen lassen eine genaue Prüfung nicht zu. Letzteres betrifft z.B. Nachweis des erforderlichen Konservatismus in der Störfall- und Unfallanalyse, Nachweise zum Ausschluss von cliff-edge Effekten aufgrund geringfügig veränderter Parameter ausgelöste große Kippeffekte in den Anlagenbedingungen, Nachweis der Widerstandsfähigkeit der Strukturen, Systeme und Komponenten gegen extreme anlagenexterne Einwirkungen. Demgemäß ist es nicht möglich, eine vollständige Konformität mit den anzuwendenden Regeln festzustellen.

SUMMARY

In France, a total of 56 nuclear power plants (NPP) is in operation, 32 of them are 900 MW reactors, which will soon reach or have already reached a life-time of 40 years. To enable continued operation of the NPPs, a Periodic Safety Review (PSR) needs to be performed every ten years. The fourth PSR which is currently being performed is of specific importance, because originally the reactors were designed for a life-time of only 40 years. This PSR involves a generic part to be applied for the entire 900-MW fleet with plant-specific additions. The generic phase of the PSR is now being completed with this public consultation which started at the end of 2020. In the next step until 2031, the PSR for individual reactors will be undertaken, involving regional consultative procedures.

Since 2018 France has been conducting for the generic PRS phase a voluntary participation procedure for the public. The current possibility for public participation since December 3 2020 is referring to conditions the French Nuclear Regulator ASN proposed in the draft for the continued operation of the 900 MW reactors beyond 40 years.

The French procedure is not a Strategic Environmental Assessment (SEA) or Environmental Impact Assessment (EIA) according to the Espoo and Aarhus Conventions. However, the new developments in the framework of the Espoo and Aarhus Convention which clarified the EIA obligation for NPP life-time extensions call this approach into question.

Austria already took part in the first phase of this consultation. The Austrian Environment Agency was commissioned by the Federal Ministry for Climate Action to prepare an expert statement. ([Umweltbundesamt 2019](#)) The findings on safety requirements made then are now re-viewed based on the newly published documents and conclusions are made regarding possibly adverse impact of the life-time extensions on Austria. The Austrian participation serves to assess whether the proposed changes in the reactors can minimize or even prevent significant impacts of severe accidents on Austria.

Analysis of most important safety-relevant aspects – accidents without core-melt

The upgrade measures which were conducted and are foreseen in the future by the operator Électricité de France (EDF) contribute to improving the reliability of structures, systems and components of the 900 MW reactors. The measures essentially focus on eliminating the weaknesses, the identification of the problems of obsolescence and aging of structures, systems and components, tracking and possible removal. Also some improvements to increase robustness against internal and external impacts are foreseen, in particular the installation of „Hardened Safety Cores“ („noyau dur“) and „ultimate containment residual heat removal device“ („EASu“). Those systems should ensure the necessary heat removal in particular in cases of beyond design basis plant conditions, i.e. conditions of Safety Level 4.

Existing basic deficits of the 900 MW reactors compared to the safety requirements tabled by ASN as preconditions for operation beyond the original life-time of 40 years will however remain.

Summary

The identified deficits in the essentially important control of events on the Safety Level 3 exist in comparison to the EPR, the Generation III reactor type, which is under construction in Flamanville, and pose a significantly increased risk for the occurrence of events beyond design basis accident on Safety Level 4 which can proceed so far that retaining the radioactive materials is not secured any longer.

It should be noted that many changes which are listed in the ASN draft order need to be proven with the results of several more studies, which first have to be approved by ASN. For this reason the full scale of needed retrofitting measures will not be verified in concrete terms at the end of the fourth PSR.

Analysis of most important safety-relevant aspects – core-melt accidents

The ASN review in the field of core melt accidents revealed several deficits in the concepts presented by EDF so far. ASN now demands the implementation of significant improvements of the concepts.

The concept which EDF proposed as means to prevent a melt-through of the foundations cannot be called effective. A melt-through of the (very silicious) foundations has to be expected for half of all NPP. The decision to undertake the necessary enforcement of the affected foundations has not yet been taken. At this point it cannot be assessed whether the measures which ASN and EDF will agree upon in the next years will be sufficient.

The ASN review showed that the key safety system EASu can fail under different accident situations. According to ASN, numerous additional components and measures are needed to use the residual heat removal system in the containment. Also it remains questionable whether all those requirements can be implemented.

An important modification intended to prevent large radioactive release shall be implemented only in phase B (four years after the PSR).

Also in case of a successful implementation of all required components and measures, the EASu does not comply with current safety demands, because it should deal with tasks on several safety levels.

Furthermore the success of the Severe Accident Management (SAM) is dependent on the fast targeted actions of the plant team. According to ASN (2020b), EDF so far has not proven that this is possible in principle.

Though the significant safety deficits have been known since 2011, the retrofit of the U5 filter system, which is necessary due to the deficits in the design against earthquakes and iodine filters has not yet been performed.

Also the development of sufficiently effective measures to limit the spread of contaminated water into the environment at reasonable costs is still ongoing.

The assessment of the concepts for the 900 MW reactors in the area of accidents with melt-down clearly pointed to the technical (and economic) limits of achieving an EPR safety level.

The overall goal of achieving a limit to the radiological effects during a severe accident has not been reached.

Storage of spent fuel elements

As part of the „Hardened Safety Core“ an additional cooling system for the spent fuel pond (SFP), make-up water system and an emergency water source should be implemented as a result of the 4th PSR. Those significant upgrades could reduce the risk of uncovering the spent fuel assemblies in many accident situations.

ASN however criticized the limited target which was set for the intended safety level. EDF's range of investigations on possible accident situations in the SFP is insufficient so far. EDF has to complete the list of situations which can lead to a loss of water or to insufficient cooling of the fuel assemblies in the SFP with the goal of identifying possibly necessary measures.

ASN demands extensive submissions, however already limited the necessary upgrades by calling them “proportionate”. Therefore it is not possible to assess the safety level which will finally be achieved at this point.

To avoid a release from the SFP in case of a severe accident in the long-term, it is necessary to establish a safe status without the water boiling. EDF has yet to prove whether this status can be achieved for all accident scenarios.

Also concerning fires the safety level which was reached with upgrades does not fulfill currently required safety levels. For accident situations due to explosions and leakage further studies and possible upgrades are expected; only then the achieved safety level can be evaluated.

EDF also investigated the consequences of the crash of a commercial airplane on the spent fuel building. According to EDF it would not lead to an uncovering of the spent fuel assemblies in the SFP. This statement cannot be justified with the existing studies on airplane crashes and cannot be assessed with an explanation of the assumptions (e.g. on the airplane type) the study used.

Whether those yet to be determined further upgrades will reach the safety goal defined by ASN is questionable at this point. The chief weakness – the SFP's vulnerability against extreme impact – would persist for another 20 years, because no measures are foreseen for this weakness.

Overall, releases from the spent fuel pond as consequences of accidents with significant impacts also on Austria cannot be excluded.

Analysis of compliance with the regulatory body for safety-relevant structures, systems and components

Concerning a re-evaluation of the reactors and the resulting improvement, ASN should use the new reactor generation like the EPR as a guiding line, because its design fulfills significantly higher safety requirements.

The presented information in the draft order and the published accompanying report however is not sufficient and not adequate for a comprehensive understanding of how the requirements which reflect the state-of-the-art of science and technology can be achieved with the suggested upgrade and improvement measures. Either the requirements (such as e.g. redundancy of safety systems compared to the EPR requirements, measures for the practical elimination of steam generator heating pipelines) are not even addressed or the respective explanations do not make a detailed examination possible. This is the case for e.g. evidence of sufficiently applied conservative approach for incident and accident

Summary

analysis, elimination of cliff-edge effects (due to marginally changed parameters triggered large tilt effects in installation conditions), evidence for the robustness of structures, systems and components against extreme plant-external impacts). For this reason it is impossible to determine a full conformity with the valid regulations.

RÉSUMÉ

En France, 56 centrales nucléaires sont en exploitation, dont 32 réacteurs de 900 mégawatts qui atteindront bientôt ou ont déjà atteint 40 ans de fonctionnement. Un réexamen périodique de sécurité (RPS) doit être effectué tous les dix ans pour garantir la poursuite de l'exploitation des centrales nucléaires. Le quatrième RPS en cours de réalisation revêt une importance particulière, car la conception originale des réacteurs n'était prévue que pour une durée de 40 ans. Le réexamen comprend une partie générique, qui s'applique à l'ensemble des centrales 900 MWe, et des suppléments spécifiques à chaque centrale. La phase générique du RPS sera complétée par la présente consultation publique qui a débuté à la fin de l'année 2020. Dans une prochaine étape, des RPS seront réalisés pour les différents réacteurs d'ici 2031, pour lesquels des procédures de consultation régionales seront mises en œuvre.

La France mène un processus d'association volontaire du public dans la phase générique du RPS depuis 2018. L'offre d'association maintenant ouverte depuis le 3 décembre 2020 se base sur les conditions proposées dans une ébauche de l'ASN (Autorité de sûreté nucléaire) pour la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 900 MWe au-delà de 40 ans.

La procédure française n'est ni une évaluation environnementale stratégique (EES) ni une étude d'impact environnemental (EIE) au sens des conventions d'Espoo et d'Aarhus. Toutefois, il convient de s'interroger sur ce point, notamment dans le contexte des nouveaux développements dans le cadre des conventions d'Espoo et d'Aarhus qui réglementent l'obligation en matière d'EIE pour les extensions de durée de vie des centrales nucléaires.

L'Autriche a déjà pris part à la première phase de cette consultation. L'Umweltbundesamt (Agence fédérale autrichienne de l'environnement) a préparé un avis d'experts au nom du Ministère fédéral autrichien de la Protection du climat. ([Umweltbundesamt 2019](#)) Dans ce document, les résultats concernant les exigences de sécurité obtenus à cette date sont examinés sur la base des documents réédités et des conclusions sont tirées concernant les éventuels effets négatifs sur l'Autriche des prolongations de la durée de vie. L'objectif de l'association de l'Autriche est d'examiner les modifications proposées pour les réacteurs afin de déterminer si elles peuvent minimiser ou, si possible, prévenir les conséquences significatives potentielles d'accidents graves sur l'Autriche.

Analyse des aspects les plus importants en matière de sécurité – accidents sans fusion du cœur

Les mesures de modernisation réalisées jusqu'à présent par l'opérateur Électricité de France (EDF) et celles prévues pour l'avenir contribuent à améliorer la fiabilité des structures, des systèmes et des composants des réacteurs 900 MWe. Les mesures se concentrent principalement sur l'élimination des points faibles identifiés, l'identification des problèmes d'obsolescence et de vieillissement des structures, des systèmes et des composants, leur suivi et, si possible, leur élimination, ainsi que sur les améliorations individuelles visant à accroître la robustesse face aux agressions internes et externes, notamment par l'installation du noyau dur et du dispositif d'évacuation de la chaleur résiduelle de l'enceinte ultime (« EASu », système d'aspersion enceinte ultime). Ces systèmes

Résumé

sont destinés à assurer l'évacuation nécessaire de la chaleur, en particulier dans les cas où l'état de l'installation dépasse le niveau de conception, c'est-à-dire lorsque l'état atteint le niveau 4 de sûreté.

Toutefois, il subsiste des lacunes fondamentales dans les réacteurs de 900 MWe par rapport aux exigences de sûreté énoncées par l'ASN en tant que condition préalable à une exploitation au-delà de la durée de vie initiale de 40 ans.

Compte tenu des déficits identifiés dans le contrôle centralisé des événements au niveau 3 de sûreté, il existe un risque sensiblement accru par rapport à l'EPR, un type de réacteur de troisième génération actuellement en construction à Flamanville, que des événements au-delà du dimensionnement au niveau 4 de sûreté puissent se produire, ce qui mettrait en danger la rétention de matières radioactives.

Toutefois, il convient de noter que bon nombre des changements mentionnés dans le projet de décision de l'ASN doivent être justifiés par des études complémentaires dont les résultats devront être acceptés ultérieurement par l'ASN. Ainsi, à la fin du 4^e RPS, l'étendue de la modernisation requise n'est pas concrètement déterminée.

Analyse des aspects les plus importants pour la sécurité – accidents avec fusion du cœur

L'examen de l'ASN dans le domaine des accidents de fusion du cœur révèle un certain nombre de lacunes dans les concepts présentés par EDF jusqu'à présent. L'ASN appelle maintenant à apporter des améliorations significatives à ces concepts.

Le concept proposé par EDF visant à prévenir la fonte des fondations ne peut pas encore être décrit comme efficace. La fonte des fondations (très siliceuses) est à prévoir dans la moitié des centrales nucléaires. Aucune décision n'a encore été prise concernant le renforcement nécessaire des fondations concernées. Il n'est pas encore possible d'évaluer à ce stade si les mesures convenues entre l'ASN et EDF dans quelques années seront suffisantes.

L'examen de l'ASN a révélé que le système de sécurité essentiel EASu pouvait tomber en panne dans différentes situations d'accident. De nombreux autres composants et mesures sont nécessaires du point de vue de l'ASN afin de pouvoir utiliser le système pour évacuer la puissance résiduelle de l'enceinte de confinement. Il n'est pas encore certain qu'il soit possible de satisfaire à toutes ces exigences.

Une modification importante visant à prévenir un rejet radioactif important est prévue à partir de la phase B (quatre ans après le RPS).

Cependant, même dans le cas où toutes les composantes et mesures requises seraient mises en œuvre, le système EASu ne répondrait pas aux exigences de sécurité actuelles, car il est censé accomplir des tâches à plusieurs niveaux de sûreté.

Le succès de la gestion des accidents graves (GAG) dépend également d'une action rapide et ciblée de l'équipe d'exploitation. D'après l'ASN (2020b), à ce jour, EDF n'a pas démontré que cela est en principe possible.

La modernisation de l'installation de filtration « U5 » pour corriger ses faiblesses structurelles en cas de tremblements de terre et remédier à l'absence de filtration de l'iode n'a pas encore été réalisée, bien que ces déficits de sécurité considérables soient connus depuis 2011.

L'élaboration d'une mesure suffisamment efficace pour limiter la propagation de l'eau contaminée dans l'environnement à un coût jugé raisonnable est également toujours en cours.

L'évaluation des concepts présentés dans le domaine des accidents de fusion du cœur pour les réacteurs français de 900 MWe a mis en évidence les limites techniques (et économiques) empêchant d'atteindre le niveau de sûreté de l'EPR.

Dans l'ensemble, l'objectif fixé de limiter l'impact radiologique en cas d'accident grave n'a pas été atteint.

Stockage des combustibles usagés

À la fin de la mise en œuvre des améliorations prévues dans le cadre du 4e RPS, un système de refroidissement supplémentaire de la piscine de stockage du combustible usagé (SFP, spent fuel pool), un système d'eau d'appoint et une source d'eau d'urgence doivent être mis en place comme partie intégrante du noyau dur. Ces améliorations considérables permettraient de réduire le risque de découverture des éléments combustibles dans de nombreuses situations d'accident.

Cependant, l'ASN critique l'objectif limité du niveau de sûreté à atteindre. La portée de l'enquête menée par EDF sur les éventuelles situations d'accident au sein de la SFP a jusqu'à présent été insuffisante. EDF doit compléter la liste des situations qui pourraient entraîner une perte d'eau ou un manque de refroidissement des éléments combustibles dans la SFP afin d'identifier les éventuelles mesures à mettre en œuvre.

L'ASN préconise des modernisations importantes, mais limite déjà les modernisations requises en précisant qu'elles doivent être « proportionnées ». Le niveau de sécurité final ne peut donc pas être évalué à ce stade.

Afin d'éviter à long terme les fuites de la SFP en cas d'accident grave, il est nécessaire d'atteindre un état sûr sans que l'eau ne bouille. EDF doit encore démontrer si cette condition peut être remplie pour tous les scénarios d'accident.

En ce qui concerne les incendies, le niveau de sûreté offert par la modernisation ne correspond pas au niveau de sûreté exigé aujourd'hui. Pour les situations d'accident dues à des explosions et à des fuites, d'autres études et mises à niveau sont encore en cours ; ce n'est que suite à ces mesures que le niveau de sûreté atteint pourra être évalué.

EDF a également étudié les conséquences du crash d'un avion de l'aviation générale sur le bâtiment à combustible. Selon EDF, cela ne conduirait pas à un découverture des éléments combustibles dans la SFP. Compte tenu des études déjà disponibles sur les accidents d'avion, cette déclaration n'est pas compréhensible et ne peut être évaluée sans une explication de l'hypothèse utilisée pour l'étude (par exemple le type d'avion).

Il est encore impossible de savoir si les modernisations devant encore être déterminées permettront d'atteindre le niveau de sécurité fixé par l'ASN. La fai-

Résumé

blesse la plus importante, à savoir la vulnérabilité de la SFP aux agressions extérieures, subsisterait encore pendant 20 ans en cas de prolongation de l'exploitation, car aucune mesure n'est prévue pour remédier à cette faiblesse.

Dans l'ensemble, on ne peut exclure qu'un découverture de la piscine d'entreposage du combustible lié à un accident ait également des répercussions considérables sur l'Autriche.

Analyse de la conformité à la réglementation des structures, systèmes et composants importants pour la sécurité

D'après l'ASN, la réévaluation des réacteurs et les améliorations qui en résultent doivent être orientées vers les nouvelles générations de réacteurs, comme l'EPR, dont la conception répond à des exigences de sûreté sensiblement accrues.

Toutefois, les informations disponibles dans le projet de décision ainsi que dans le rapport d'accompagnement également publié ne sont pas suffisantes et appropriées pour déterminer si les mesures de modernisation et d'amélioration indiquées permettront de répondre aux exigences reflétant l'état actuel des connaissances scientifiques et techniques. Soit ces exigences (telles que la redondance des systèmes de sûreté conformément aux exigences de l'EPR, les mesures d'exclusion pratique des tubes de chauffage des générateurs de vapeur) ne sont pas du tout abordées, soit les déclarations à cet égard ne permettent pas un examen détaillé. Ces dernières concernent par exemple la justification du conservatisme requis dans l'analyse des incidents et des accidents, certificats concernant l'exclusion des effets falaise (graves effets de basculement des conditions de la centrale déclenchés par une légère modification des paramètres), la justification concernant la résistance des structures, des systèmes et des composants contre les agressions extrêmes extérieures à la centrale. Par conséquent, il n'est pas possible d'établir le respect intégral des règles applicables.

1 INITIATION ET PROCÉDURE

En France, 56 centrales nucléaires sont en exploitation, dont 32 réacteurs de 900 mégawatts qui atteindront bientôt ou ont déjà atteint 40 ans de fonctionnement.

Centrale nucléaire	Nombre de réacteurs	Début de l'exploitation
Blayais	4	1981-1983
Bugey	4	1978-1979
Chinon B	4	1982-1987
Cruas	4	1983-1984
Dampierre-en-Burly	4	1980-1981
Gravelines	6	1980-1985
Saint-Laurent-des-Eaux	2	1981
Tricastin	4	1980-1981

Tableau 1 :

Liste des 32 réacteurs de 900 MWe en France

Un réexamen périodique de sécurité (RPS) doit être effectué tous les dix ans pour garantir la poursuite de l'exploitation des centrales nucléaires. Le quatrième RPS en cours de réalisation revêt une importance particulière, car la conception originale des réacteurs n'était prévue que pour une durée de 40 ans. L'ASN (Autorité de sûreté nucléaire) souligne qu'il est nécessaire d'actualiser les études de conception, de remplacer certaines parties des systèmes et des matériaux et d'achever la mise en œuvre des améliorations de sûreté post-Fukushima. Le quatrième RPS comprend une partie générique qui s'applique à l'ensemble des centrales 900 MWe et des suppléments spécifiques à chaque centrale. (ASN 2020c)

La phase générique du RPS sera complétée par la présente consultation publique qui a débuté à la fin de l'année 2020. Dans une prochaine étape, des RPS seront réalisés pour les différents réacteurs d'ici 2031, pour lesquels des procédures de consultation régionales seront mises en œuvre. (ASN 2020c)

La France mène un processus d'association volontaire du public dans la phase générique du RPS depuis 2018. Le Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN) a géré la première phase de l'association du public. L'un des résultats de ce processus d'association est le rapport des deux garants (HCTISN 2019), qui ont notamment critiqué la portée du processus qui était fortement limitée aux aspects techniques. Ils ont également souligné l'intérêt d'un processus transfrontalier ainsi que l'applicabilité des conventions d'Espoo et d'Aarhus exigée par les ONG environnementales européennes. Ils en ont tiré la recommandation que les futures procédures d'association sur les questions de sûreté du parc nucléaire français se déroulent avec une association transfrontalière.

L'offre d'association maintenant ouverte depuis le 3 décembre 2020 se base sur les conditions proposées dans une ébauche de l'ASN pour la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 900 MWe au-delà de 40 ans. La recommandation visant à mieux intégrer les opportunités d'association transfrontalière n'a pas été mise en œuvre. Seul un document sur trois est disponible en traduction anglaise,

le formulaire de saisie sur le site de consultation est uniquement disponible en français.

La procédure française n'est ni une évaluation environnementale stratégique (EES) ni une étude d'impact environnemental (EIE) au sens des conventions d'Espoo et d'Aarhus. Une EES ou une EIE ne fournit pas seulement une sécurité juridique pour l'association, mais exige également une évaluation des conséquences d'une activité pour l'Homme et l'environnement (y compris le problème de l'élimination du combustible irradié et des déchets radioactifs) ainsi qu'une évaluation comparative des alternatives. Cependant, aucun de ces points n'est abordé dans la présente procédure, bien que cela soit exigé par des ONG de toute l'Europe. Toutefois, il convient de s'interroger sur ce point, notamment dans le contexte des nouveaux développements dans le cadre des conventions d'Espoo et d'Aarhus qui réglementent l'obligation en matière d'EIE pour les extensions de durée de vie des centrales nucléaires. D'autres pays ont déjà entamé des procédures d'EIE pour leurs extensions de durée de vie (Finlande, Ukraine), d'autres les entameront bientôt (Belgique, Slovaquie).

L'Autriche a déjà pris part à la première phase de cette consultation. L'*Umweltbundesamt* (Agence fédérale autrichienne de l'environnement) a préparé un avis d'experts au nom du Ministère fédéral autrichien de la Protection du climat. (L'UMWELTBUNDESAMT 2019) L'objectif de l'association de l'Autriche est d'examiner les modifications proposées pour les réacteurs afin de déterminer si elles peuvent minimiser ou, si possible, prévenir les conséquences significatives potentielles d'accidents graves sur l'Autriche.

Les documents suivants ont été mis à disposition en français par l'ASN pour la phase de consultation en cours depuis décembre 2020 : ébauche de la décision de l'ASN (ASN 2020a), ébauche du rapport d'enquête (ASN 2020b), position de l'ASN sur les conditions de prolongation de la durée de vie des réacteurs de 900 MWe (ASN 2020c ; seule cette prise de position est également disponible en anglais).

Le présent avis d'experts s'appuie sur l'avis d'experts de la première partie de la consultation (UMWELTBUNDESAMT 2019). Les résultats sur les exigences de sécurité obtenus à cette date sont examinés sur la base des documents réédités et des conclusions sont tirées concernant les éventuels effets négatifs des prolongations de la durée de vie sur l'Autriche.

2 ANALYSE DES ASPECTS LES PLUS IMPORTANTS EN MATIÈRE DE SÉCURITÉ – ACCIDENTS SANS FUSION DU CŒUR

2.1 Sommaire de l'avis d'experts au sujet de la première phase de consultation

Selon L'UMWELTBUNDESAMT (2019), les mesures et les équipements à installer sur les niveaux de sûreté du concept de sûreté graduée d'une centrale nucléaire à des fins d'assurance qualité, de prévention des événements, de contrôle des événements ainsi que de dimensionnement contre les agressions internes et externes et contre les situations d'urgence doivent fournir une protection complète et fiable contre les substances radioactives contenues dans cette centrale. De plus, des mesures et des équipements supplémentaires sont prévus à titre de précaution pour détecter et limiter les conséquences des conditions d'exploitation dépassant les critères de dimensionnement.

L'ASN (Autorité de sûreté nucléaire) et l'IRSN (Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire) attendent des réacteurs de 900 MWe qu'ils s'orientent sur les objectifs de sûreté applicables au nouveau type de réacteur actuellement en construction, l'EPR, en cas de prolongation de la durée de vie au-delà de 40 ans. (IRSN 2018)¹

Cependant, l'IRSN note également qu'un certain nombre d'exigences de sûreté de l'EPR ne peuvent être satisfaites dans les réacteurs de 900 MWe. (IRSN 2018)²

L'UMWELTBUNDESAMT (2019)

- décrit les systèmes qui sont utilisés dans les réacteurs de 900 MWe en matière de dimensionnement pour contrôler les pannes,
- énumère les transitoires, pannes et incidents essentiels pour déterminer l'efficacité des systèmes requis,
- et précise les agressions externes à prendre en compte.

¹ « Le renfort des exigences de sûreté des réacteurs concernés est un point essentiel pour garantir le meilleur niveau possible de protection des populations et des territoires vis-à-vis des risques d'accident. Le référentiel de sûreté défini pour le réacteur EPR a été considéré dès les premières instructions avec l'ASN et l'IRSN comme un objectif à viser en cas d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs actuels. Les leçons de l'accident de Fukushima ont ensuite conduit à compléter les exigences relatives aux agressions externes de très forte amplitude. » (IRSN 2018)

² « À l'issue des quatrièmes visites décennales, des écarts vont subsister entre le niveau de sûreté de l'EPR et celui des réacteurs de 900 MWe post VD4, eu égard aux différences de conception significatives comme le nombre de trains de systèmes de sauvegarde, la disposition géométrique des enceintes de confinement et bâtiments adjacents (plus favorable à la récupération des fuites sur l'EPR), la cuve (absence de pénétration en fond de cuve sur l'EPR), la bunkerisation des piscines de désactivation du combustible, prévue à la conception sur le réacteur EPR mais non envisagée par EDF pour les réacteurs de 900 MWe. » (IRSN 2018)

Compilation des écarts majeurs par rapport aux exigences essentielles de sécurité par L'UMWELTBUNDESAMT (2019) :

Les écarts fondamentaux présentés par les réacteurs de 900 MWe par rapport aux exigences de sûreté définies dans les règles françaises, européennes et internationales au moment de la publication par l'Agence fédérale de l'environnement (2019) concernent notamment :

Systèmes qui sont utilisés dans les réacteurs de 900 MWe pour contrôler les incidents

- Tous les systèmes du système d'alimentation de secours secondaire reposent sur un réservoir unique d'eau de secours. Le système de refroidissement de secours du côté primaire, le système primaire au bore et le système de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible sont également basés sur une seule cuve de stockage. Ces systèmes et leurs redondances individuelles ne sont donc pas totalement indépendants.
- Pour alimenter le circuit primaire lorsque la cuve sous pression du réacteur est ouverte, une pompe d'alimentation mobile (motopompe thermique mobile) est disponible sur le site et peut alimenter le circuit primaire avec du liquide de refroidissement provenant de la piscine d'entreposage du combustible. Un seul réacteur à la fois peut se trouver dans un état de système avec un circuit primaire ouvert, conformément aux règles d'exploitation. La pompe d'alimentation mobile n'est pas qualifiée d'un point de vue sismique.
- Il n'existe pas de systèmes ou d'installations diversifiés pour les fonctions essentielles du niveau 3 de sûreté. Les pompes d'alimentation à entraînement diversifié (une pompe par unité) ne sont présentes que dans la zone d'alimentation du générateur de vapeur côté secondaire. Toutefois, leur fonctionnement dépend de la disponibilité des générateurs de vapeur, qui n'est pas garantie pour un certain nombre d'événements, comme par exemple une rupture des conduites de vapeur principales et de l'alimentation électrique de secours.
- Un certain nombre de composants importants pour la sécurité (niveau 3 de sûreté) sont utilisés à des fins opérationnelles (niveau 1 de sûreté) (par exemple, les pompes d'alimentation de secours des générateurs de vapeur fonctionnent également dans le système de démarrage et d'arrêt ou les pompes d'alimentation haute pression du côté primaire effectuent des tâches dans le système de contrôle du volume et le système chimique). (IAEA 2016, Exigence 7)
- Les systèmes de sécurité sont essentiellement $(n + 1)$ redondants. Toutefois, un degré de redondance plus élevé $(n + 2)$ est requis pour l'EPR.
- Un certain nombre de composants liés à la sécurité ne sont pas qualifiés d'un point de vue sismique. Il n'est donc pas certain que ces composants seront disponibles en cas de tremblement de terre.
- L'ASN fait référence à la modernisation prévue en rapport avec le noyau dur (Hardened Safety Core - HSC). Le HSC fait office de système du niveau 4 de sûreté. Toutefois, les installations du niveau 4 de sûreté ne peuvent pas être utilisées pour compenser les déficits existants au niveau 3 de sûreté.

Détermination des transitoires (PCC-2), incidents (PCC-3 et 4) et accidents (RRC-A) essentiels pour déterminer l'efficacité des systèmes requis

- Au moment de la publication de L'UMWELTBUNDESAMT (2019), il n'existait aucune documentation accessible au public sur l'analyse des PCC-2, PCC-3, PCC-4 et RRC-A.

Agressions externes (external hazards)

- Les agressions externes générales tels que les tremblements de terre, les inondations ou les crashes d'avions n'ont pas été systématiquement pris en compte dans le dimensionnement. Cela s'applique en particulier à la justification non exhaustive de la robustesse des structures des bâtiments ayant une incidence sur la sécurité dans le cas d'agressions externes dépassant le critère de dimensionnement.
- EDF a décelé des anomalies techniques touchant divers équipements des centrales nucléaires françaises. La plupart de ces anomalies sont liées à un manque de sécurité sismique et existent depuis la construction des centrales nucléaires (ASN 2017a). Cela concerne un grand nombre de tuyauteries, ainsi que les générateurs diesel.
EDF a également identifié des vulnérabilités liées aux « inondations internes » existant depuis la construction dans toutes les centrales françaises (ASN 2016, IRSN 2014).
- Un certain nombre de composants liés à la sécurité ne sont pas qualifiés d'un point de vue sismique. Il n'est donc pas certain que ces composants seront disponibles en cas de tremblement de terre. L'ASN note que les réserves déclarées à ce jour ne sont pas suffisamment résistantes. L'exploitant impute également à tort les réserves introduites lors du dimensionnement pour couvrir les incertitudes existantes.
- Contrairement au dimensionnement du HSC contre les agressions externes extrêmes, la protection de la centrale existante reste pratiquement inchangée, c'est-à-dire dans un état inadmissible.
- Si un avion plus gros s'écrase sur une centrale de 900 MWe, la défaillance d'importantes fonctions de sécurité ne peut être exclue. Aucune mesure de mise à niveau visant à éliminer les déficits existants n'est connue.

2.2 Discussion des nouvelles informations contenues dans les documents de l'ASN

Systèmes qui sont utilisés dans les réacteurs de 900 MWe pour contrôler les incidents

Les mesures de modernisation réalisées jusqu'à présent par EDF (ASN 2020a, chap. 2.6.2.4, chap. 5.1) et celles prévues pour l'avenir contribuent à améliorer la fiabilité des structures, des systèmes et des composants des réacteurs 900 MWe. Les mesures se concentrent principalement sur l'élimination des points faibles identifiés pendant l'exploitation des réacteurs, l'identification des problèmes d'obsolescence et de vieillissement des structures, des systèmes et des composants, leur suivi et, si possible, leur élimination, ainsi que sur les amé-

liorations individuelles visant à accroître la robustesse face aux agressions internes et externes, notamment par l'installation du noyau dur (ASN 2020a, chap. 1) et du système EASu (système d'aspersion enceinte ultime) (ASN 2020a, chap. 5.5.1.2.2). Les mesures visent également à améliorer encore la culture de sûreté (ASN 2020a, chap. 7).

Toutefois, il subsiste des lacunes fondamentales dans les réacteurs de 900 MWe (voir à ce sujet chap. 2.1) par rapport aux exigences de sûreté énoncées par l'ASN en tant que condition préalable à une exploitation au-delà de la durée de vie initiale (ASN 2019). Elles concernent par exemple :

- la redondance incomplète des systèmes de sécurité, le manque d'indépendance continue des systèmes de sécurité et les lacunes dans la garantie de l'indépendance des niveaux de sûreté les uns par rapport aux autres.
- la faible résistance actuelle des composants de l'alimentation électrique de secours aux agressions externes (ASN 2020). Certains aspects de la faible fiabilité de l'alimentation électrique de secours ont déjà été abordés publiquement (Journal 2016).

Les éléments suivants sont jugés nécessaires : améliorations ou compléments de la protection d'urgence interne à la centrale de sorte à ce que l'interface entre le noyau dur, qui doit être mieux protégé contre les agressions externes que la centrale elle-même, reste disponible en cas d'accident.

Il doit être démontré que le dispositif de décharge de pression à mettre à niveau est conçu pour réduire rapidement la pression du circuit primaire en cas de fusion du cœur sans effets rétroactifs sur les niveaux de sûreté en amont.

Il doit également être démontré que les composants non remplaçables tels que les câbles (câbles électriques et câbles de commande) restent efficaces dans la mesure requise, même en cas d'accident.

De plus, les précautions à prendre pour qu'une défaillance des tubes de chauffage des générateurs de vapeur pendant l'exploitation (« *Accident sequences including core melt with a significant leak of the steam generator tubes (up to multiple steam generator tube rupture) have to be "practically eliminated"* »)) (ASN 2014) ne sont à ce jour pas indiquées de manière compréhensible.

En outre, comme cela a judicieusement été noté (ASN 2020a, chap. 5.8.4.3), les mises à niveau elles-mêmes engendrent des sources de défaillance, dont les effets peuvent évoluer jusqu'à provoquer une fusion du cœur. En même temps, une autre inadmissibilité apparaît ici, à savoir le maillage du système ASG avec le noyau dur, c'est-à-dire un système de niveau 3 de sûreté avec un de niveau 4 de sûreté.

Détermination des transitoires (PCC-2), incidents (PCC-3 et 4) et accidents (RRC-A) essentiels pour déterminer l'efficacité des systèmes requis

L'ASN (2020a, chap. 5.3) décrit les résultats d'un certain nombre de transitoires, d'incidents et d'accidents analysés. C'est sur ces résultats que reposent les critiques suivantes :

- il n'est pas démontré que les transitoires et incidents répertoriés pour l'EPR dans l'ASN (2014) ont été entièrement analysés,
- les conditions initiales et marginales requises pour l'analyse déterministe ne sont pas ou pas suffisamment expliquées pour les transitoires et incidents analysés,
- des procédures d'analyse prudentes doivent être appliquées à l'analyse déterministe. Selon l'ASN (2020a, chap. 5.3.1.3.4), l'une des méthodes utilisées pour l'analyse est la méthode statistique CATHSBI, qui remplace l'approche déterministe précédemment employée. Toutefois, l'analyse d'incertitude requise n'est pas abordée,
- l'ASN (2014) exige que les mesures manuelles ne puissent être créditées qu'après 30 minutes d'analyse de l'incident (« manual action from the main control room can be assumed to take place, at the earliest, 30 minutes after the first significant information is given to the operator. »). La justification de l'exclusion de l'effet falaise³ n'est pas toujours consignée de manière évidente dans les certificats du respect de ce critère,
- de plus, les RRC-A (conditions avec défaillances multiples des équipements de sécurité) énumérées pour l'EPR par l'ASN (2014) ne sont pas entièrement analysées de manière évidente.

Agressions externes (external hazards)

L'ASN (2020a, chap. 5.2) présente certains résultats d'analyses d'agressions externes. Les analyses portent sur le respect des règles pertinentes en vigueur en France.

Il convient de noter :

- Selon l'association WENRA (2014, niveau réf. T4.2), la fréquence de dépassement des événements de dimensionnement ne devrait pas dépasser 10^{-4} par an. S'il n'est pas possible de calculer ces probabilités avec un niveau de certitude acceptable, il convient de sélectionner et de justifier un événement permettant d'atteindre un niveau de certitude équivalent. La justification n'est pas systématique et est incomplète.
- Dans les justifications visant à garantir la stabilité des bâtiments en cas de dépassement des critères de dimensionnement ou de situations extrêmes, les informations sur l'exclusion d'éventuelles situations présentant un effet falaise sont incomplètes et non compréhensibles.
- La protection des centrales nucléaires contre les agressions naturelles doit également être assurée en cas d'impacts extrêmes qui dépassent largement

³ « A cliff-edge effect is an instance of severely abnormal plant behaviour caused by an abrupt transition from one plant status to another following a small deviation in a plant parameter, and thus a sudden large variation in plant conditions in response to a small variation in an input. » (AIEA 2016)

les critères de dimensionnement. Dans ce contexte, il faut tenir compte du fait que le changement climatique qui s'est déjà produit a une influence sur l'intensité et la fréquence de l'impact d'au moins certaines des sources de danger (voir AIEA 2011, 2.18). Une analyse complète des agressions à cet égard fait défaut.

2.3 Conclusions

Il subsiste des lacunes fondamentales dans les réacteurs de 900 MWe par rapport aux exigences de sûreté énoncées par l'ASN en tant que condition préalable à une exploitation au-delà de la durée de vie initiale (voir chap. 2.2).

Toutefois, il convient de noter que bon nombre des changements mentionnés dans le projet de décision de l'ASN doivent être justifiés par des études complémentaires, dont les résultats devront être acceptés ultérieurement par l'ASN. Ainsi, à la fin du 4^e RPS, l'étendue de la modernisation requise n'est pas concrètement déterminée.

Compte tenu des déficits identifiés dans le contrôle centralisé des événements au niveau 3 de sûreté, il existe un risque sensiblement accru par rapport à l'EPR que des événements dépassant les critères de dimensionnement au niveau 4 de sûreté puissent se produire, ce qui entraînerait le non-respect de l'objectif de sûreté formulé par l'UE (2014) et l'AIEA (2015).

En principe, les centrales de 900 MWe devraient être déclassées après avoir atteint la durée de vie prévue, c'est-à-dire après 40 ans. Des exceptions à ce principe ne devraient exister que si le risque lié à l'exploitation d'une telle centrale est comparable au niveau de sûreté de nouveaux réacteurs (par exemple l'EPR).

3 ANALYSE DES ASPECTS LES PLUS IMPORTANTS POUR LA SÉCURITÉ – ACCIDENTS AVEC FUSION DU CŒUR

3.1 Sommaire de l'avis d'experts au sujet de la première phase de consultation

Le dimensionnement des réacteurs français de 900 MWe ne tient pas compte des accidents graves (severe accidents, SA). Toutefois, à la suite de précédents réexamens périodiques de sécurité (RPS), des équipements et des mesures ont été mis en place pour gérer les SA. Mais les tests de stress de l'UE ont révélé un certain nombre de lacunes.

Le rapport de conformité décrit les objectifs du quatrième réexamen périodique de sécurité (4^e RPS) et les mesures prises pour atteindre ces objectifs. En ce qui concerne les accidents de fusion, EDF veut s'assurer que la probabilité de rejets précoces et importants reste extrêmement faible, tout en prenant des mesures pour éviter les conséquences environnementales sur le long terme. (EDF 2018a)

La justification du niveau de sûreté approprié ne répond pas aux exigences de sécurité modernes. Cependant, pour atteindre les objectifs de sécurité actuels, il convient d'utiliser le concept « d'exclusion pratique ».

Selon l'ASN, l'objectif du 4^e RPS des réacteurs de 900 MWe devrait être l'amélioration de la sûreté de la centrale afin de se rapprocher du niveau de sûreté du réacteur nucléaire de troisième génération en construction à Flamanville (EPR).

Dans le cas des réacteurs de troisième génération, les accidents de fusion du cœur sont déjà pris en compte dans la conception des réacteurs ; dans la pratique, les mesures prises pour ces réacteurs ne peuvent pas toutes être appliquées aux réacteurs de deuxième génération. C'est un fait que les réacteurs de 900 MWe ne peuvent pas atteindre le niveau de sûreté de l'EPR en matière de prévention et d'atténuation des conséquences des accidents graves, car certaines caractéristiques spécifiques de l'EPR ne peuvent pas être mises en œuvre pour les réacteurs de 900 MWe.

Par conséquent, après la mise en œuvre de tous les changements et mesures proposés pour améliorer la gestion des accidents graves (GAG), un écart subsistera entre le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe et de l'EPR.

Le programme d'extension de la durée de vie d'EDF ne contient aucune comparaison systématique entre le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe et les normes de sûreté modernes pour mettre en évidence les lacunes restantes. Le travail d'EDF s'est concentré sur la modification de l'évacuation de la chaleur sans ouvrir les dispositifs de ventilation filtrés et sur la stabilisation du corium sur les fondations.

Selon les connaissances actuelles, une défaillance du confinement ne peut être exclue après avoir réalisé la modification de stabilisation du noyau fondu. La fonctionnalité de la modification envisagée pour la dissipation de la chaleur sans ventilation en cas d'accident grave n'a, elle non plus, pas encore été démontrée.

Conclusion : pour les réacteurs de 900 MWe, il est aujourd'hui possible qu'un accident de fusion du cœur avec un rejet important se produise, et cela restera le cas après la mise en œuvre du programme actuellement prévu.

3.2 Discussion des nouvelles informations contenues dans les documents de l'ASN

L'objectif d'EDF dans le domaine des accidents de fusion du cœur est de prendre des mesures pour limiter leurs effets. Pour atteindre cet objectif, EDF a prévu des travaux de modernisation afin d'évacuer la chaleur du cœur du réacteur en fusion sans ouvrir le dispositif de ventilation et de filtration de l'enceinte de confinement. En outre, le risque de fonte des fondations doit être limité.

L'ANS a souligné que l'objectif était de rapprocher le niveau de sûreté des réacteurs de 900 MWe du niveau de sûreté de l'EPR.

Fusion de la fondation

La stratégie envisagée par EDF dans le 4^e RPS pour limiter le risque de fusion des fondations est de solidifier le corium après une défaillance de la cuve sous pression du réacteur (reactor pressure vessel, RPV) et de le refroidir à long terme. Afin de mettre en œuvre cette stratégie, il est nécessaire de réaliser des travaux d'adaptation préalables et d'installer de nouveaux circuits à l'intérieur du bâtiment du réacteur.

Après une défaillance du RPV, le corium s'écoule sur le sol du bâtiment du réacteur. Le béton se dissout sous l'influence de la chaleur du corium, ce qui peut entraîner une fusion à travers la fondation. Le critère choisi par EDF consiste en ce que l'érosion acceptable du béton soit limitée à l'épaisseur de la fondation des structures internes⁴. Le béton des réacteurs varie : calcaire (Bugey, Gravelines), siliceux (Cruas, Tricastin) et très siliceux (Blayais, Chinon, Dampierre, St Laurent).

Fusion des fondations en béton très siliceux : la consolidation du corium et l'épaisseur du béton fondu dépendent du type de béton utilisé dans les fondations. Les simulations de l'IRSN concernant la résistance à l'érosion des bétons très siliceux diffèrent sensiblement des résultats d'EDF. Selon l'IRSN, le corium ne se solidifie qu'après avoir fondu jusqu'à une épaisseur d'environ trois mètres, ce qui signifie que le critère choisi par EDF n'est pas respecté. Les phénomènes physiques complexes impliqués dans la solidification du corium font toujours l'objet de recherches approfondies. EDF participe au programme international de recherche et développement ROSAU (Reduction of Severe Accident Uncertainties) et effectuera également des tests complémentaires sur le comportement du béton très siliceux d'ici 2022. En attendant les résultats de ces programmes de recherche, l'ASN demande à EDF de préparer les travaux nécessaires pour renforcer les fondations en béton très siliceux afin de disposer des moyens nécessaires à la mise en œuvre de ces mesures à partir de 2025. (voir ordonnance [AG-A])⁵

⁴ La fondation des structures intérieures (environ 1 m) sert à répartir la charge verticale des murs et la fondation structurelle, plus basse, soutient la structure (environ 3,5 m, sauf pour Bugey (1,5 m), Chinon et Cruas (3 m)). Pour la centrale du Bugey, le critère est de maintenir une épaisseur d'au moins 2 mètres.

⁵ Les spécificités des fondations de la centrale du Bugey font l'objet d'une instruction particulière.

Afin d'assurer **l'épandage à sec du corium**, EDF a l'intention de fournir des moyens pour empêcher toute arrivée d'eau dans la zone d'épandage. Ces mesures devraient également éliminer le risque d'une explosion de vapeur. EDF prévoit également d'utiliser des capteurs pour détecter toute présence d'eau à cet endroit.⁶

Afin de démontrer que le corium resterait dans la zone destinée à l'épandage, EDF a effectué des calculs pour évaluer le **risque que le corium traverse latéralement les murs** de la salle RIC. EDF estime que la percée latérale des murs ne peut être exclue dans le cas d'un béton très siliceux. Cependant, EDF considère que l'impact d'une telle percée est acceptable. L'ASN suppose que des fissures pourraient se former dans les murs de la salle RIC de tous les réacteurs, ce qui pourrait affecter l'étanchéité. EDF n'a pas tenu compte de ce risque. L'ASN considère donc que l'épaisseur des murs est insuffisante. (voir ordonnance [AG-A])

Évaluation : la mesure ne peut pas encore être décrite comme efficace. La fonte des fondations est à prévoir dans la moitié des centrales nucléaires. Dans tous les réacteurs, les murs peuvent être brisés et des rejets peuvent se produire.

Rejet de la chaleur résiduelle du système sans ventilation

EDF a l'intention d'installer un système (système EASu) pour éliminer la chaleur résiduelle de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave. Ce système contrôle le contenu de la cuve du système de nettoyage et de refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible (SFP) dans la centrale et amène l'eau dans un nouveau circuit de refroidissement. Le refroidissement est assuré par un échangeur de chaleur qui est relié à un puits de chaleur par la FARN via une pompe mobile et des lignes de connexion appropriées.

Accident grave dû à un événement interne : la modélisation réalisée par l'IRSN montre que la pression nominale de l'enceinte de confinement serait atteinte dans les 24 heures. La FARN a besoin de cette période de temps. L'évaluation de l'IRSN montre également qu'un volume d'eau supplémentaire permettrait de maintenir la pression à un niveau suffisamment bas pendant les premières 24 heures. L'ASN demande donc qu'un volume supplémentaire d'eau borée soit injecté pour réduire nettement le risque d'une montée en pression. (voir l'instruction [AG-B])⁷

⁶ Cependant, EDF ne prévoit pas de capteur dans la salle RIC de la centrale du Bugey ; la dispersion sèche du corium doit être contrôlée par un clapet anti-retour.

⁷ L'étude probabiliste de sûreté (EPS) 2 montre que le risque d'effondrement des fondations est largement dû à une défaillance de l'EASu avant 24 heures et qu'il est encore relativement élevé.

Accident grave résultant d'un événement affectant le noyau dur : l'ASN souligne que le système EASu ne serait pas adapté pour limiter les conséquences d'un accident grave causé par un impact externe extrême tant que la modification des générateurs de vapeur n'a pas été effectuée. Ceci n'est prévu que pour la phase B.

Évaluation : de nombreux autres composants et mesures sont nécessaires du point de vue de l'ASN afin de pouvoir utiliser le système pour évacuer la puissance résiduelle. Il est incompréhensible que la modification importante visant à prévenir un rejet radioactif important ne soit prévue qu'à partir de la phase B (quatre ans après le RPS).

Qualité des composants mécaniques du système EASu : le système EASu est utilisé à la fois pour prévenir les accidents graves et pour limiter les conséquences d'un accident grave. Par conséquent, le dysfonctionnement d'un composant du système pourrait désactiver deux niveaux de sûreté. Les pompes doivent donc être conçues selon des exigences strictes.

Évaluation : le fait qu'un système de sécurité soit affecté à plusieurs niveaux de sûreté ne répond pas aux exigences de sécurité actuelles. Ce déficit n'est pas compensé par les exigences élevées en matière de dimensionnement.

Réintroduction d'eau dans le bâtiment du réacteur : en cas de fuite, de l'eau contaminée pourrait s'écouler sur le sol du bâtiment du combustible (BC) sur lequel sont installés les composants du système EASu et ainsi affecter la disponibilité et la fiabilité de ce dernier. La réintroduction précoce de l'eau du fond du BC dans le bâtiment du réacteur permettrait de limiter l'impact. EDF a prévu une mesure à cet égard. L'ASN exige que cette mesure soit également possible à une pression plus élevée. (voir ordonnance [AG-B])

Défaillances à long terme du système EASu : EDF s'est engagée à étudier les possibilités de répondre à la défaillance du système EASu sur le long terme. EDF a étudié le principe d'un dispositif. Un système mobile serait utilisé pendant une période suffisante en cas de défaillance à moyen ou long terme du système EASu. (voir ordonnance [AG-B])

Effets radiologiques des accidents graves : pour certains scénarios d'accidents graves utilisant le système EASu sans ouverture du dispositif de filtration U5, il existe de fortes divergences entre l'évaluation d'EDF et celle de l'IRSN concernant les quantités des différents composés chimiques de l'iode dans l'enceinte de confinement. L'ASN estime qu'EDF sous-estime la quantité d'iode et exige qu'EDF prenne des mesures pour réduire de manière significative le rejet d'iode en phase gazeuse contenu dans l'eau contaminée en cas d'accident grave (voir instruction [CR-B])

Évaluation : la défaillance du système EASu est toujours possible dans différentes situations d'accident. Un certain nombre de mises à niveau supplémentaires sont requises par l'ASN afin de se rapprocher de l'objectif du système.

Réduction des rejets lors de la ventilation de l'enceinte de confinement

Le dispositif de filtration U5 est destiné à fournir une ventilation filtrée vers l'atmosphère lors d'un accident grave lorsque la pression dans l'enceinte de confinement est trop élevée. L'ASN estime que le dispositif de filtration U5 doit être en place pour être utilisé en cas de défaillance du système EASu. L'ASN exige que le dispositif de filtration U5 reste opérationnel après un tremblement de terre majeur. (voir ordonnance [AG-C])

En raison de l'installation du système EASu, EDF n'a pas présenté d'étude sur l'amélioration de l'efficacité du dispositif de filtration U5. De nouvelles enquêtes menées par l'IRSN ont révélé de bonnes capacités de filtration des composés organiques de l'iode. EDF s'est engagée à poursuivre ses travaux de recherche et développement sur cette question et, le cas échéant, à présenter un programme de modernisation en décembre 2024.

Évaluation : la modernisation du dispositif de filtration U5 en ce qui concerne la conception manquante contre les tremblements de terre et le manque de filtration de l'iode n'a pas encore été réalisée, bien que les déficits de sécurité considérables aient déjà été décelés il y a 10 ans.

Instruments de gestion des accidents : EDF prévoit d'installer des jauges de température et des instruments pour mesurer le niveau de l'eau au fond de la centrale. EDF s'est également engagée à étudier la possibilité d'installer des équipements pour surveiller l'épandage du corium dans la zone RIC.

Capacité de l'équipe d'exploitation : selon l'ASN, EDF n'a pas encore démontré qu'en cas d'accident (grave), l'équipe d'exploitation serait capable d'effectuer les mesures sur place dans les délais requis et de pénétrer dans les locaux concernés. (voir instruction [FOH-B])

Évaluation : le succès de la gestion des accidents graves dépend d'une action rapide et ciblée de l'équipe d'exploitation. À l'heure actuelle, on ne sait pas si cela est possible.

Gestion de l'eau contaminée

Suite à l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'ASN avait chargé EDF de présenter une *étude de faisabilité pour l'installation d'une barrière géotechnique destinée à empêcher la propagation des eaux contaminées en cas d'accident grave*. EDF a présenté son étude le 20 décembre 2012. EDF considère que les avantages de ces dispositifs n'en justifient pas les coûts.

L'IRSN a évalué les conséquences d'une fusion à travers la fondation sans dispositif spécial pour contenir la contamination. Sur la plupart des sites fluviaux, les concentrations de radionucléides dans la rivière concernée peuvent dépasser les niveaux de dose de référence pour l'eau potable (0,1 mSv/an) d'un facteur d'environ 1000 quelques mois après la fonte. En outre, après un accident grave, de l'eau contaminée peut s'échapper du bâtiment du réacteur même sans pénétrer dans les fondations et entraîner un dépassement des valeurs de référence pour l'eau potable. EDF s'est donc engagée à dégager des moyens pour réduire le risque de contamination de l'eau dans la région environnante. (voir ordonnance [AG-D]).

Évaluation : une mesure suffisamment efficace pour limiter la propagation de l'eau contaminée dans l'environnement à un coût jugé raisonnable est également toujours en cours d'élaboration.

3.3 Conclusions

L'examen de l'ASN révèle un certain nombre de lacunes dans les concepts présentés par EDF jusqu'à présent. L'ASN appelle maintenant à apporter des améliorations significatives à ces concepts.

Le concept proposé par EDF visant à prévenir la fonte des fondations ne peut pas encore être décrit comme efficace. La fonte des fondations (très siliceuses) est à prévoir dans la moitié des centrales nucléaires. Aucune décision n'a encore été prise concernant le renforcement nécessaire des fondations concernées. Il n'est pas encore possible d'évaluer à ce stade si les mesures convenues entre l'ASN et EDF dans quelques années seront suffisantes.

L'examen de l'ASN a révélé que le système de sécurité essentiel EASu pouvait tomber en panne dans différentes situations d'accident. De nombreux autres composants et mesures sont nécessaires du point de vue de l'ASN afin de pouvoir utiliser le système pour évacuer la puissance résiduelle de l'enclume de confinement. De plus, il n'est pas certain qu'il soit possible de satisfaire à toutes ces exigences.

Une modification importante visant à prévenir un rejet radioactif important est prévue à partir de la phase B (quatre ans après le RPS).

Cependant, même dans le cas où toutes les composantes et mesures requises seraient mises en œuvre, le système EASu ne répond pas aux exigences de sécurité actuelles, car il est censé accomplir des tâches à plusieurs niveaux de sûreté.

Le succès de la gestion des accidents graves (GAG) dépend également d'une action rapide et ciblée de l'équipe d'exploitation. D'après l'ASN (2020b), à ce jour, EDF n'a pas démontré que cela est en principe possible.

La modernisation de l'installation de filtration « U5 » pour corriger ses faiblesses structurelles en cas de tremblements de terre et remédier à l'absence de filtration de l'iode n'a pas encore été réalisée, bien que ces déficits de sécurité considérables soient connus depuis 2011.

L'élaboration d'une mesure suffisamment efficace pour limiter la propagation de l'eau contaminée dans l'environnement à un coût jugé raisonnable est également toujours en cours.

L'évaluation des concepts présentés dans le domaine des accidents de fusion du cœur pour les réacteurs français de 900 MWe a mis en évidence les limites techniques (et économiques) empêchant d'atteindre le niveau de sûreté de l'EPR.

Dans l'ensemble, l'objectif fixé de limiter l'impact radiologique suite à un accident grave n'a pas été atteint.

4 STOCKAGE DES COMBUSTIBLES USAGÉS

4.1 Sommaire de l'avis d'experts au sujet de la première phase de consultation

Les piscines d'entreposage du combustible usagé (SFP) ne sont pas situées à l'intérieur de l'enceinte de confinement mais dans un bâtiment séparé. Ce bâtiment a un toit métallique mince et des murs relativement minces (0,3 m) (ASN 2011). L'épaisseur du mur à proximité de la piscine est d'environ 0,8 à 1 m. Par conséquent, la vulnérabilité du bâtiment aux agressions extérieures est relativement élevée. Les SFP ont une capacité de stockage de 382 assemblages combustibles, avec 157 espaces devant rester libres pour un déchargement du cœur.

Un rapport de l'Académie nationale des sciences des États-Unis (NAS) a conclu qu'une éventuelle attaque terroriste sur ces bâtiments de stockage pourrait entraîner le rejet de grandes quantités de matières radioactives. (NSA 2006) Le risque de graves dommages au réservoir en cas de tremblement de terre a été mis en évidence par l'accident de Fukushima en 2011.

Lorsque l'on considère les conséquences (radiologiques) possibles d'un accident, il est important de faire la distinction entre deux scénarios différents :

a) : Si le système de refroidissement de la piscine tombe en panne et que l'eau commence lentement à bouillir, il faut des jours ou des semaines pour que les assemblages combustibles soient exposés. Mais si la totalité du noyau était déversée dans le bassin, des mesures d'intervention devraient être prises dans les quelques heures qui suivent.

b) : Si un événement extérieur provoque des dommages importants au bâtiment avec perte d'eau et qu'il n'est pas possible de suralimenter la fuite, des rejets radioactifs importants se produiraient dans les heures qui suivent. Le combustible qui vient d'être retiré du réacteur peut atteindre une température de 900 °C en quelques heures. À cette température, les cartouches de carburant en Zircaloy s'enflamment en contact avec l'air. À terme, tout l'inventaire de la piscine de refroidissement pourrait fondre. (ALVAREZ et al. 2003) Dans cette situation, il faudrait évacuer la population dans un délai extrêmement court. Selon une étude américaine récente, environ 75 % (10 à 90 %) du césium 137 pourrait être libéré. (HIPPEL & SCHOEPNER 2016)

Les bâtiments de combustible usagé des centrales nucléaires françaises sont très visibles et donc des cibles relativement faciles pour une attaque aérienne. Une étude générique commandée par l'Autorité allemande de surveillance nucléaire a montré que même un petit avion commercial (par exemple un Airbus A320) causerait des dommages importants aux bâtiments rectangulaires du réacteur, dont les murs ont une épaisseur de 0,6 à 1 m. (BMU 2002) Ce résultat vaut également pour le bâtiment des assemblages de combustible des centrales nucléaires françaises.

Le test de stress de l'UE a révélé plusieurs lacunes importantes en matière de sûreté pour les piscines d'entreposage du combustible des réacteurs de 900 MWe. Les plus importantes des mesures de modernisation nécessaires n'ont pas encore été mises en œuvre. Le test de résistance a notamment montré que le bâtiment n'était pas conçu pour retenir des matières radioactives en cas de montée en pression due à un dégagement de vapeur d'eau bouillante, car la

piscine n'est pas située dans une structure imperméable et résistante à la pression.

Selon le rapport de conformité, le seul objectif d'EDF pour le 4^e PSR était de s'assurer que la probabilité de découverture des assemblages de combustible en cas de décharge accidentelle et de perte de refroidissement soit extrêmement faible. (EDF 2018a)

Cette approche se limitant à indiquer qu'il n'y a qu'une « très faible probabilité d'accident grave » dans la SFP n'est pas conforme aux exigences de la WENRA (2014a). Selon elle, un accident grave dans une SFP devrait être « extrêmement peu probable » avec un degré de certitude élevé. Les justifications ne doivent pas être fondées uniquement sur le respect d'une limite probabiliste.

En réponse à l'accident de Fukushima, l'ENSREG (2012) recommande d'améliorer la robustesse des SFP. Cela comprend, entre autres, des mesures visant à réévaluer/améliorer l'intégrité structurelle des SFP. EDF n'a pas l'intention de renforcer la structure. Selon EDF, les SFP ne pourraient se vider rapidement que par le biais des pompes. C'est pourquoi un arrêt automatique de ces pompes doit être mis en place.

Des mesures sont également prévues pour rétablir le refroidissement des SFP après une perte de puissance et/ou de dissipateur thermique. Toutefois, la mesure envisagée ne permet pas de remplir à nouveau les SFP en cas de perte d'eau de refroidissement due à des dommages à la structure.

La vulnérabilité la plus dangereuse affectant les SFP subsistera pendant les 20 prochaines années. Ainsi, les réacteurs de 900 MWe n'atteindront pas les normes de sécurité de l'EPR (protection du bâtiment des assemblages de combustible contre les crashes d'avion). Pour l'EPR, l'enveloppe extérieure (double bouclier de béton) qui entoure à la fois le bâtiment du réacteur et la SFP offre une protection contre le crash de gros avions commerciaux.

4.2 Discussion des nouvelles informations contenues dans les documents de l'ASN

Les accidents impliquant une perte de refroidissement ou d'eau dans les SFP n'ont pas été étudiés lors du dimensionnement des réacteurs de 900 MWe. Ils ont depuis été partiellement incorporés dans le rapport de sécurité. EDF a examiné la sûreté des SFP pendant la phase générique du 4^e RPS et a identifié les modifications suivantes à mettre en œuvre :

- l'arrêt automatique des pompes de la SFP et l'isolation automatique de la conduite d'aspiration,
- le positionnement d'un clapet anti-retour dans le circuit de refroidissement de la SFP,
- l'installation d'un nouveau circuit d'injection (SEG) appartenant au noyau dur, composé d'équipements et de connexions flexibles et alimenté par la nouvelle source d'eau (système SEU) ;
- un système de refroidissement supplémentaire (« PTR bis »), constitué des circuits fixes et des systèmes mobiles existants, qui sera acheminé par la FARN et permettra la reprise du refroidissement en circuit fermé.

Objectif de l'examen

L'ASN note que l'objectif déclaré d'EDF selon lequel « *il doit être extrêmement peu probable que les assemblages de combustible dans la piscine de stockage soient découverts en cas de drainage et de perte de refroidissement accidentels* » ne répond pas entièrement à l'objectif requis du 4^e RPS : l'Autorité de sûreté nucléaire a fait référence à la nécessité de « *mener les études d'examen de la sûreté des piscines en ce qui concerne les objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs et d'envisager la possibilité de prolonger la durée d'exploitation en ce qui concerne une « exclusion pratique » du risque de fusion du combustible dans le bâtiment du combustible* ».

En particulier, l'ASN souligne que le comportement des réacteurs devrait être examiné à la lumière des PCC (« Plant Condition Categories ») pertinentes utilisées dans la conception de l'EPR. EDF a présenté une approche qui ne répondait que partiellement à cette exigence.

Selon l'ASN, **l'état de sûreté** souhaité doit également correspondre à un état garantissant continuellement les trois fonctions de sûreté de base (contrôle de la réactivité, élimination de la puissance résiduelle, confinement des matières radioactives). L'état de sûreté défini par EDF, qui vise uniquement les deux premières fonctions de sûreté, ne peut être considéré comme tel. En cas d'ébullition, EDF prévoit d'ouvrir une vanne dans le bâtiment d'assemblages de combustible pour réduire la pression. Cela signifie une émission faible mais permanente de substances radioactives dans l'environnement.

L'ASN estime qu'un état sûr ne peut être assuré qu'en reprenant le refroidissement en boucle fermée. EDF s'est à présent engagée à dresser la liste des situations d'accident pour lesquelles il est impossible de prévenir l'ébullition à long terme et à prendre des dispositions pour empêcher l'ébullition dans ces situations. (voir ordonnance [PISC-C])

Évaluation : l'ASN a critiqué à juste titre (voir aussi UMWELTBUNDESAMT 2019) l'objectif limité d'EDF concernant le niveau de sûreté à atteindre pour la piscine d'entreposage du combustible.

Incidents et accidents pendant le stockage ou la manutention des assemblages de combustible

Dans le rapport de sûreté actuel des réacteurs de 900 MWe, EDF n'envisage aucune situation accidentelle impliquant la défaillance de composants nécessaires à la sûreté de la piscine d'entreposage. Des études correspondantes ont été réalisées entre-temps, mais sans tenir compte d'une circonstance aggravante. EDF enquête à présent sur les situations étudiées pour le rapport de sûreté de l'EPR. Dans ce contexte, EDF a défini des règles d'étude qui, du point de vue de l'ASN, doivent encore être étendues et intégrées dans le rapport de sûreté. (voir ordonnance [PISC-B])

En ce qui concerne l'objectif « **d'exclusion pratique** » du risque de fusion du combustible dans la SFP, l'ASN estime nécessaire d'inclure dans un chapitre séparé du rapport de sécurité les situations suivantes et les hypothèses associées : situations de perte partielle ou totale de refroidissement de la SFP et situations de rupture de conduite sur un tronçon isolable relié à la SFP. L'ASN considère que d'autres situations doivent être étudiées par EDF. Dans le cas où

les études conduiraient à la définition de modifications non proportionnées au regard des enjeux de sûreté, EDF doit démontrer qu'elle a pris des mesures pour gérer ces situations avec des règles moins défavorables (voir ordonnance [PISC-B]).

Compte tenu de l'objectif « d'exclusion pratique », selon l'ASN, il est également nécessaire de réaliser l'examen des effets falaise, par exemple en cas de fuites non isolables et pour tenir compte d'une action retardée de l'équipe d'exploitation (comme supposé pour l'EPR). Au cours de l'enquête, d'autres situations d'accident pouvant entraîner une perte de l'inventaire d'eau ou un refroidissement insuffisant des assemblages de combustible ont été identifiées. EDF doit évaluer les risques liés à ces situations et en tirer les leçons. EDF s'y est engagée, ce que l'ASN trouve satisfaisant.

Évaluation : la portée de l'enquête menée par EDF sur les éventuelles situations d'accident au sein de la SFP a jusqu'à présent été insuffisante. L'ASN préconise des modernisations importantes, mais limite déjà les modernisations requises en précisant qu'elles doivent être « proportionnées ». Le niveau de sécurité final ne peut donc pas être évalué à ce stade.

Les systèmes de refroidissement des SFP ne disposaient pas de séparation physique de leurs deux brins de sécurité redondants, ils sont donc particulièrement vulnérables aux agressions internes (par exemple **incendie**). EDF a prévu de faire installer un mur de protection résistant au feu entre les pompes.

Des études menées par EDF ont montré qu'une **explosion** dans certaines annexes nucléaires pourrait entraîner une défaillance du système de refroidissement de la SFP. Selon EDF, le nouveau circuit d'alimentation SEG peut être utilisé pour compenser la panne. L'ASN estime que cela signifierait une réduction significative du risque. Mais l'ASN estime également qu'EDF doit sérieusement réviser ses études sur les risques d'explosion.

Les études sur le risque **d'inondation de causes internes** pour la centrale nucléaire du Bugey ont été soumises tardivement et n'ont donc pas été évaluées par l'ASN. Selon l'ASN, EDF doit démontrer que la fuite doit être isolée et que le refroidissement en boucle fermée de la SFP doit être repris pour les réacteurs de type CPY. En cas de fuite isolable pouvant entraîner la vidange des SFP dans l'espace où se trouve la vanne d'isolement, le fonctionnement manuel de cette vanne n'assure pas l'isolement de la fuite. L'ASN demande donc qu'EDF étudie et mette en place une solution pour isoler manuellement la vanne. L'ASN est d'avis que les fuites plus importantes (analogues aux études de sécurité de l'EPR) doivent être étudiées. Selon EDF, des contre-mesures sont également possibles en cas de fuites plus importantes. Cependant, l'ASN estime que la vanne d'isolement pourrait être inondée avant qu'elle n'ait isolé la fuite. EDF s'est engagée à réaliser les études nécessaires, ce qui, selon l'ASN, est satisfaisant.

Évaluation : en ce qui concerne les incendies, le niveau de sûreté offert par la modernisation ne correspond pas au niveau de sûreté exigé aujourd'hui. Pour les situations d'accident dues à des explosions et à des fuites, d'autres études et mises à niveau sont encore en cours.

Risques liés à la manipulation des conteneurs

Dans le cas des réacteurs de 900 MWe, les conteneurs, qui pèsent 110 tonnes ou plus, sont déplacés par une lourde grue jusqu'à une hauteur de plus de 20 mètres. Une chute de récipient peut entraîner une perte d'intégrité de la piscine et une perte d'eau. Afin de limiter ces risques, des dispositifs d'amortissement de différents types ont été installés ou le seront prochainement, selon les réacteurs. Pour la centrale du Bugey, EDF s'est engagée à mener des investigations supplémentaires, ce qui, selon l'ASN, est satisfaisant.

EDF a réalisé une étude sur le risque de criticité dans le conteneur après une chute. Pour la centrale du Bugey, compte tenu des risques, EDF a décidé de sécher la cavité avant de la manipuler. EDF s'est engagée à présenter des études supplémentaires sur le risque d'accumulation d'hydrogène à l'intérieur du conteneur, ce que l'ASN juge satisfaisant.

Évaluation : concernant la manipulation, certaines études sur des questions de sûreté importantes sont encore en cours. Fait remarquable, l'ASN considère déjà que l'engagement d'EDF à les réaliser est suffisant.

4.3 Conclusions

À la fin de la mise en œuvre des améliorations prévues dans le cadre du 4^e RPS, un système de refroidissement supplémentaire de la piscine de stockage du combustible usagé (SFP, spent fuel pool), un système d'eau d'appoint et une source d'eau d'urgence doivent être mis en place comme partie intégrante du noyau dur. Ces améliorations considérables permettraient de réduire le risque de découverture des éléments combustibles dans de nombreuses situations d'accident.

Cependant, l'ASN critique l'objectif limité du niveau de sûreté à atteindre. La portée de l'enquête menée par EDF sur les éventuelles situations d'accident au sein de la SFP a jusqu'à présent été insuffisante. EDF doit compléter la liste des situations qui pourraient entraîner une perte d'eau ou un manque de refroidissement des éléments combustibles dans la SFP afin d'identifier les éventuelles mesures à mettre en œuvre.

L'ASN préconise des modernisations importantes, mais limite déjà les modernisations requises en précisant qu'elles doivent être « proportionnées ». Le niveau de sécurité final ne peut donc pas être évalué à ce stade.

Afin d'éviter à long terme les fuites de la SFP en cas d'accident grave, il est nécessaire d'atteindre un état sûr sans que l'eau ne bouille. EDF doit encore démontrer si cette condition peut être remplie pour tous les scénarios d'accident.

En ce qui concerne les incendies, le niveau de sûreté offert par la modernisation ne correspond pas au niveau de sûreté exigé aujourd'hui. Pour les situations d'accident dues à des explosions et à des fuites, d'autres études et mises à niveau sont encore en cours ; ce n'est que suite à ces mesures que le niveau de sûreté atteint pourra être évalué.

EDF a également étudié les conséquences du crash d'un avion de l'aviation générale sur le bâtiment à combustible. Selon EDF, cela ne conduirait pas à un découverture des éléments combustibles dans la SFP. Compte tenu des études

déjà disponibles sur les accidents d'avion, cette déclaration n'est pas compréhensible et ne peut être évaluée sans une explication de l'hypothèse utilisée pour l'étude (par exemple le type d'avion).

Il est encore impossible de savoir si les modernisations devant encore être déterminées permettront d'atteindre le niveau de sécurité fixé par l'ASN. La faiblesse la plus importante, à savoir la vulnérabilité de la SFP aux agressions extérieures, subsisterait encore pendant 20 ans en cas de prolongation de l'exploitation, car aucune mesure n'est prévue pour remédier à cette faiblesse.

Dans l'ensemble, on ne peut exclure qu'un découverture de la piscine d'entreposage du combustible lié à un accident ait également des répercussions considérables sur l'Autriche.

5 ANALYSE DE LA CONFORMITÉ À LA RÉGLEMENTATION DES STRUCTURES, SYSTÈMES ET COMPOSANTS IMPORTANTS POUR LA SÉCURITÉ

5.1 Sommaire de l'avis d'experts au sujet de la première phase de consultation

L'ASN s'attend, comme condition à l'exploitation au-delà de la durée de vie prévue, à ce que des améliorations soient apportées aux réacteurs de 900 MWe de sorte à ce que les exigences de sûreté s'orientent sur celles s'appliquant à l'EPR : « *The safety reassessment of these reactors and the resulting improvements must be carried out in the light of the new generation of reactors, such as the EPR, the design of which meets significantly reinforced safety requirements.* » (ASN 2019)

Les exigences de sûreté actuelles suivantes ont été utilisées comme norme minimale pour l'évaluation de l'état de sûreté des réacteurs de 900 MWe dans le document de L'UMWELTBUNDESAMT (2019) :

- AIEA

Les « normes de sûreté de l'AIEA » représentent le consensus international sur les exigences relatives à la sûreté des centrales nucléaires. Le concept de sûreté de la défense en profondeur sert de base en matière de sûreté pour les normes de sûreté de l'AIEA, les exigences relatives à la conception des centrales nucléaires (AIEA 2016) devant être utilisées comme norme d'évaluation.

- UE/WENRA

Les « Questions de sûreté de la WENRA » doivent être considérées comme une norme de sûreté européenne harmonisée pour les centrales nucléaires. En conséquence, dans la directive européenne sur la sûreté nucléaire (UE 2014), les « questions de sûreté de la WENRA » (WENRA 2014), étayées par les niveaux de référence de la WENRA (WENRA Ref. Levels), sont comprises comme une mesure de référence pour le niveau de sûreté devant être assuré dans les centrales nucléaires.

- France

En ce qui concerne les exigences de base en matière de sûreté nucléaire, il convient de mentionner en particulier (JORF 2012), (ASN 2014) et (ASN 2017).

La déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire (AIEA 2015, 1., 2.) décrit le niveau de protection à atteindre pour les réacteurs : « *New nuclear power plants are to be designed, sited, and constructed, consistent with the objective of preventing accidents in the commissioning and operation and, should an accident occur, mitigating possible releases of radionuclides causing long-term off site contamination and avoiding early radioactive releases or radioactive releases large enough to require long-term protective measures and actions.* » Concernant les réacteurs en cours d'exploitation, la déclaration stipule également : « *Comprehensive and systematic safety assessments are to be carried out periodically and regularly for existing installations throughout their lifetime in order to*

identify safety improvements that are oriented to meet the above objective. Reasonably practicable or achievable safety improvements are to be implemented in a timely manner. »

Ainsi, les exigences concernant le niveau de protection à atteindre pour les centrales nucléaires peuvent être décrites comme suit :

- Pour les nouvelles centrales nucléaires, des exigences minimales s'appliquent, comme spécifié dans les normes de sûreté de l'AIEA, en particulier dans le document de l'AIEA (2016).
- Pour les centrales nucléaires existantes, selon les documents de l'AIEA (2016) et de l'UE (2014), une approche axée sur les objectifs doit être appliquée pour déterminer les besoins de modernisation nécessaires afin de s'orienter sur le niveau de protection requis applicable aux nouvelles centrales nucléaires dans un délai raisonnable au cours de la durée de vie de la centrale concernée.⁸

Toutefois, dans la mesure où il est prévu d'exploiter une centrale nucléaire au-delà de sa durée de vie (« prolongation de la durée de vie »), les objectifs de sûreté s'appliquant notamment aux nouveaux réacteurs devraient être pris en compte conformément aux déclarations françaises.⁹

Exigences de sûreté relatives à la protection contre les agressions d'origine externe

- Agressions climatiques
 - Selon le niveau de référence T4.2 de la WENRA (WENRA 2014), les installations nucléaires doivent être conçues pour résister aux agressions climatiques (telles que les tremblements de terre, les inondations, les vents violents) avec une probabilité de dépassement d'au moins 10^{-4} par an. L'événement théorique déterminé doit être comparé aux événements historiques. Si des agressions dans cette gamme de fréquences ne peuvent être déterminées avec une fiabilité suffisante, il convient de réaliser des évaluations techniques permettant un contrôle déterministe et sûr des événements et une grande robustesse.
 - Lors de la détermination des agressions d'origine externe à la centrale au moyen d'analyses des dangers spécifiques au site, il faut inclure toutes les incertitudes ainsi que les changements climatiques importants déjà identifiables (WENRA 2014, niveau de référence T3 ; AIEA 2016, Exigence 17).
 - La robustesse de la centrale doit également être démontrée pour les agressions d'origine externe à la centrale et dépassant les critères de dimensionnement, conformément au niveau de référence T6.1 de la WENRA (WENRA 2014).

⁸ Les documents de l'UE (2014), l'AIEA (2016) et l'ASN (2014) ne contiennent pas d'exigences spécifiques liées à l'exploitation des centrales nucléaires au-delà de la durée de vie prévue.

⁹ « Fourth ten-yearly outage of the 900 MWe reactors (VD4): For this periodic safety review, ASN has set EDF the objective of adopting a continuous safety improvement approach at each review, to take into account the best international practices (particularly the work of WENRA) and the development of knowledge and the rules applicable to similar installations, and new reactors in particular. » (CNS 2017)

- Les effets falaise sont à exclure en cas d'agressions extrêmes d'origine externe à la centrale (ASN 2014, F.2.2.1) (WENRA 2014, niveau de référence T6.3 de la WENRA).
- Agressions liées à la civilisation
 - Les exigences de l'EPR présentées par l'ASN (2014, F.2.2.2) sont en principe représentatives pour démontrer la sûreté des centrales nucléaires contre les crashes accidentels d'avion conformément à l'état actuel de la science et de la technologie en France.
 - Dans le cas où la justification de la sûreté contre les accidents d'avion se base sur une analyse de la fréquence des accidents spécifique au site, il convient de veiller à ce que l'analyse des risques correspondante soit effectuée en temps utile (WENRA 2014, niveau de référence N3.1).
 - L'évacuation de la puissance résiduelle du cœur du réacteur et de la piscine d'entreposage du combustible doit également être assurée en cas de crash d'un avion de plus grande taille (accident d'avion dépassant les critères de dimensionnement) (WENRA 2014, niveau de référence F4.1).

Exigences de sûreté relatives au contrôle des incidents

- Efficacité des systèmes de sécurité
 - L'efficacité des systèmes de sécurité (niveau 3 de sûreté) doit garantir que les critères applicables respectifs soient remplis pour répondre aux incidents à prendre en compte. Il faut se fonder sur les événements de référence PCC-3 et PCC-4 pour l'EPR (ASN 2014, D.1).
 - Il faut notamment appliquer et démontrer des marges de sûreté justifiées dans le dimensionnement des dispositifs liés à la sûreté (WENRA 2014, niveau de réf. E8.7 ; AIEA 2016, Exigence 19, ASN 2014, D.2).
- Concept de défaut unique (ASN 2014, C.2.1)
 - Les dispositifs de contrôle des événements au niveau 3 de sûreté doivent en principe être dimensionnés de manière redondante de sorte à ce que les fonctions de sécurité requises pour le contrôle des événements soient suffisamment efficaces même si une défaillance individuelle venait à se produire dans un dispositif de sécurité à la suite d'une panne accidentelle et que, simultanément, un dispositif de sécurité était indisponible à la suite de mesures de maintenance, agissant en combinaison avec la défaillance individuelle.
 - Le principe de défaut unique est en principe également applicable aux composants passifs.
- Protection contre les défaillances de cause commune (ASN 2014, A2.2 ; AIEA 2016, Exigence 24).
 - Les dispositifs de sécurité doivent être physiquement séparés ou protégés de manière à éviter une défaillance de redondance en cas d'agression d'origine interne ou externe touchant l'ensemble du système.
 - Toute défaillance multiple des dispositifs de sécurité du niveau 3 de sûreté doit être exclue. Les dispositifs de sécurité redondants, pour lesquels des possibilités de défaillance suite à une cause commune ont été identifiées, doivent être diversifiés à cet égard et dans la mesure où cela est techniquement possible.

- Les systèmes auxiliaires et d'alimentation des dispositifs de sécurité doivent être conçus et protégés contre les chocs de manière fiable afin d'assurer la haute disponibilité requise des installations à alimenter.
- Indépendance des équipements de sûreté (WENRA 2014, niveaux de référence E9.4, E9.5, F4.7 ; AIEA 2016, 2.13, Exigence 27, Exigence 33).
 - Dans le concept échelonné de sécurité, les niveaux de sûreté doivent être efficaces indépendamment les uns des autres. Les mesures et dispositifs au niveau 4 de sûreté ne doivent pas être utilisés pour compenser les lacunes du niveau 3 de sûreté.
 - Les systèmes de sûreté ou les dispositifs redondants d'un système de sûreté doivent être efficaces de manière indépendante. Le maillage entre ces systèmes n'est autorisé que si un avantage en termes de sécurité peut être démontré.
 - L'exigence d'indépendance s'applique également aux systèmes auxiliaires et d'alimentation des systèmes de sécurité.
 - Les systèmes de sécurité devraient en principe uniquement être efficaces par bloc.
- Automatisation des équipements de sûreté (WENRA 2014, niveau de référence E9.3 ; AIEA 2016, Exigence 42)
 - La mise en service des dispositifs de sécurité en cas d'incident devrait toujours avoir lieu automatiquement. Une action du personnel ne devrait être nécessaire qu'après environ 30 minutes.
 - Dans l'analyse des incidents, les actions de protection à déclencher manuellement ne doivent en principe pas être créditées avant que 30 minutes se soient écoulées.
 - Il convient d'exclure les effets falaise.

Exigences de sécurité concernant l'atténuation nécessaire des effets d'états de la centrale dépassant les critères de dimensionnement

- Les mesures et dispositifs du niveau 4 de sûreté doivent être aussi indépendants que possible de ceux du niveau 3 de sûreté (« *Doivent être indépendants, dans la mesure du possible, de ceux utilisés lors d'accidents plus fréquents* » (AIEA 2016, exigence 20)). Les mesures et dispositifs du niveau 4a de sûreté (RRC-A) doivent être conçus de manière à exclure les effets falaise.
- Pour la planification des mesures d'atténuation de la protection d'urgence interne à la centrale du niveau 4b de sûreté, tous les phénomènes pertinents en cas d'accidents avec dommages graves aux assemblages de combustible RRC-B doivent être pris en compte conformément au document de l'ASN (2014, E.2). En particulier, les phénomènes pouvant compromettre l'intégrité du confinement ainsi que les éventuelles voies de rejet dans l'environnement doivent être pris en compte.
- Aucune situation de falaise ne doit se produire en cas de RRC-A ou de RRC-B (WENRA 2014, niveau de référence F3.1).

5.2 Discussion des nouvelles informations contenues dans les documents de l'ASN

L'ASN a exigé à plusieurs reprises, comme condition préalable pour l'exploitation des réacteurs de 900 MWe pendant leur durée de vie prévue, que ces centrales atteignent un niveau de sûreté équivalent aux exigences de l'EPR actuellement en construction en France (ASN 2019).

Les règles visées au chapitre 5.1 n'ont pas changé au cours de la période considérée depuis la publication de L'UMWELTBUNDESAMT (2019).

Avec l'ensemble des mesures de modernisation et d'amélioration indiquées par l'ASN (2020a), l'opérateur français EDF entend atteindre l'objectif indiqué par l'ASN (ASN 2019).

Toutefois, les informations fournies dans le document de l'ASN (2020a) ne sont pas suffisantes et appropriées pour déterminer si les mesures de modernisation et d'amélioration indiquées dans le chapitre 5.1 permettront de répondre aux exigences reflétant l'état actuel des connaissances scientifiques et techniques. Soit ces exigences (telles que la redondance des systèmes de sûreté conformément aux exigences de l'EPR, les mesures d'exclusion pratique des tubes de chauffage des générateurs de vapeur) ne sont pas du tout abordées, soit les déclarations à cet égard ne permettent pas un examen détaillé (par exemple justification du conservatisme requis dans l'analyse des incidents et des accidents, l'exclusion des effets falaise, certificat concernant la résistance des structures, des systèmes et des composants contre les impacts extrêmes extérieurs à la centrale).

5.3 Conclusions

La mise à niveau des réacteurs de 900 MWe ne permet pas d'éliminer les déviations par rapport aux exigences fondamentales de sûreté découlant des règles actuellement en vigueur, tant en France que sur le plan international.

En outre, le respect des exigences ne peut être vérifié en raison d'une présentation inadéquate des états de fait correspondants dans le document de l'ASN (2020a). Ainsi, il n'est par exemple pas possible de vérifier dans quelle mesure le conservatisme requis a été observé dans les analyses des incidents de PCC-3 et PCC-4. Il n'a pas non plus été possible de vérifier si les effets falaise sont exclus pour tous les états à analyser.

Il n'est pas certain que l'objectif fixé dans le document de l'ASN (2019) puisse être atteint par la modernisation des réacteurs de 900 MWe décrite par l'ASN (2020a). Cela compromettrait alors également le niveau de protection à atteindre pour les réacteurs de 900 MWe conformément à la déclaration de Vienne sur la sûreté nucléaire (AIEA 2015) et applicable à l'EPR en cas de prolongation de la durée de vie.

Selon l'état actuel de la documentation sur la modernisation des réacteurs français de 900 MWe, il n'est pas possible de déterminer que ceux-ci sont en conformité complète avec les règles applicables (voir chapitre 5.1).

6 BIBLIOGRAPHIE

- ALVAREZ, R., BEYEA, J., JANBERG, K., KANG, J., LYMAN, E., MACFARLANE, A., THOMPSON, G., VON HIPPEL, F.N. (2003): Reducing the Hazards from Stored Power-Reactor Fuel in the United States, Science & Global Security, Vol. 11: 1-51.
https://www.researchgate.net/publication/228085438_Reducing_the_Hazards_from_Stored_Spent_Power-Reactor_Fuel_in_the_United_States.
- ASN (2011): Complementary Safety Assessment of the French Nu-clear Power Plants. Report by the French Nuclear Safety Authority (December 2011).
- ASN (2014): Technical Guidelines for the design and construction of the next generation of Nuclear Power Plants with pressurized water reactors, 2014.
- ASN (2016): Incident of 9 April 2014 on reactor 1 of the Fessenheim NPP: ASN Actions, 11.03.2016.
- ASN (2017): ASN GUIDE N° 22, Conception des réacteurs à eau sous pression, Version du 18/07/2017.
- ASN (2017a): Olivier GUPTA, ASN, Nuclear Safety in France Upcoming challenges, EUROSAFE 2017.
- ASN (2019): ASN REPORT on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2018, p. 16, May 2019.
- ASN (2020): Défauts de résistance au séisme de matériels des groupes électrogènes de secours à moteur diesel de 10 réacteurs nucléaires d'EDF, 24.12.2020
- ASN (2020a): Décision n° XXXX-DC-XXXX de l'Autorité de sûreté nucléaire du JJ MM AAAA fixant à la société Électricité de France (EDF) les prescriptions applicables aux réacteurs des centrales nucléaires du Blayais (INB n° 86 et n° 110), du Bugey (INB n° 78 et n° 89), de Chinon (INB n° 107 et n° 132), de Cruas (INB n° 111 et n° 112), de Dampierre-en-Burly (INB n° 84 et n° 85), de Gravelines (INB n° 96, n° 97 et n° 122), de Saint-Laurent-des-Eaux (INB n° 100) et du Tricastin (INB n° 87 et n° 88) au vu des conclusions de la phase générique de leur quatrième réexamen périodique. www.french-nuclear-safety.fr/content/download/173208/1783843/version/1/file/Projet%20de%20d%C3%A9cision%20de%20l'E2%80%99ASN%20-%20prescriptions%20applicables%20aux%20r%C3%A9acteurs%20de%20900%20MWe%20-%20phase%20g%C3%A9n%C3%A9rique%20de%20leur%20quatri%C3%A8me%20r%C3%A9examen%20p%C3%A9riodique.pdf.
- ASN (2020b): Phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe. Projet de rapport d'instruction. CODEP-DCN-2020-058834. Décembre 2020.
<https://www.asn.fr/content/download/173204/1783817/version/1/file/4e%20R%C3%A9examen%20p%C3%A9riodique%20des%20900MWe%20-%20projet%20de%20Rapport%20d%27instruction.pdf>. (Kap 5 teilweise und Kap. 8 in deutscher Übersetzung)

- ASN (2020c): Nuclear Power Plants going beyond 40 years: ASN position on the conditions for the continued operation of the 900 MWe nuclear reactors beyond their 4th periodic safety review. www.french-nuclear-safety.fr/content/download/173664/1790129/version/1/file/ASN%20position%20-%20RP4%20900%20UK.pdf.
- BMU (2002): Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Schutz der deutschen Kernkraftwerke vor dem Hintergrund der terroristischen Anschläge in den USA vom 11. September 2001 – Ergebnisse der GRS-Untersuchungen aus dem Vorhaben „Gutachterliche Untersuchungen zu terroristischen Flugzeugabstürzen auf deutsche Kernkraftwerke“; Bonn, 27.11.2002.
- EDF (2018a): 4th Periodic Safety Review of the 900 MWe Reactor Fleet, Summarised version of the Fulfilment Report.
- ENSREG (2012): Compilation of recommendations and suggestions. Peer review of stress tests performed on European nuclear power plants.
- EU (2014): RICHTLINIE DES RATES 2014/87/EURATOM vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/ Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen
- GPR (2020): Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires: Avis relatif au bilan de la phase generique du quatrieme reexamen periodique des reacteurs d'edf de 900MWe. Réunion tenue à Montrouge le 12/11/2020et le13/11/2020. <https://www.asn.fr/content/download/173205/1783820/version/2/file/Avis%20relatif%20au%20bilan%20de%20la%20phase%20g%C3%A9n%C3%A9rique%20du%20quatri%C3%A8me%20r%C3%A9examen%20p%C3%A9riodique%20des%20r%C3%A9acteurs%20d%E2%80%99EDF%20de%20900%20MWe.pdf>.
- HCTISN (2019): Nuclear power plants beyond 40 years. The challenges of the 4th Periodic Safety Review for the 900 MWe nuclear reactors. Guarantor's Report. Consultation on improving the safety of the French 900 MW reactors withing the framework of their forth periodic safety reviews. 6 September 2018 – 31 March 2019. Marianne Azario and Isabelle Barthe, Guarantors appointed by the HCTISN. 11. June 2019. <https://concertation.suretenucleaire.fr/media/default/0001/01/f721e5971db7355c86ae13b824f4c6fc671192a9.pdf>.
- HIPPEL, F.N., SCHOEPPNER, M. (2016): Reducing the Danger from Fires in Spent Fuel Pools; SCIENCE & GLOBAL SECURITY 2016, Vol 24, No.3, 141-173; <http://dx.doi.org/10.1080/08929882.2016.1235382>.
- IAEA (2011): Meteorological and Hydrological Hazards In Site Evaluation For Nuclear Installations, IAEA Specific Safety Guide SSG-18, Vienna 2011.
- IAEA (2015): Vienna Declaration on Nuclear Safety. On principles for the implementation of the objective of the Convention on Nuclear Safety to prevent accidents and mitigate radiological consequences. INFCIRC/872, CNS/DC/2015/2/Rev.1, February 2015.
- IAEA (2016): Specific Safety Requirements, No SSR-2/2 (Rev. 1), Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA, Vienna 2016.
- IRSN (2014): Safety and Radiation Protection at Nuclear Power Plants in France in 2014, IRSN'S POSITION.

Bibliographie

- IRSN (2018): Concertation À L'occasion Du 4ème Réexamen Périodique Des Réacteurs De 900 MWe Du Parc Électronucléaire Français - Foire Aux Questions, IRSN Octobre 2018.
- JORF (2012): Order 2012: Order of 7 February 2012 setting the general rules relative to basic nuclear installations, JORF (Official Journal of the French Republic) No. 0033 of 8 February 2012, page 2231, Text No. 12.
- JOURNAL (2016): Diagnostic alarmant d'EDF sur les diesels de secours des réacteurs nucléaires, Le Journal de l'énergie, 11 mars 2016.
- NSA (2006): National Research Council of the Nation Academies (NSA): Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage, Public Report, 2006; <https://www.nap.edu/catalog/11263/safety-and-security-of-commercial-spent-nuclear-fuel-storage-public>.
- UMWELTBUNDESAMT (2019): Becker, O.; Giersch, M.; Meister, F.; Mertins, M.; Weimann, G.: Review of the 900 MWe reactor fleet (VD4-900). Expert Statement on the Generic Phase. By Order of the Federal Ministry for Sustainability and Tourism Directorate I/6 General Coordination of Nuclear Affairs BMNT. REP-0686, Wien.
- WENRA (2014): Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT, WENRA, 24th September 2014.
- WENRA (2014a): Guidance Document Issue F: Design Extension of Existing Reactors; 29 September 2014

7 LISTE DES FIGURES ET DES TABLEAUX

Tableau 1 : Liste des 32 réacteurs de 900 MWe en France..... 17

8 ABRÉVIATIONS

AC	Assemblage de combustible
AG	Accidents graves
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique (International Atomic Energy Agency)
ASN	Autorité de sûreté nucléaire
BC	Bâtiment du combustible
CC	Centrale nucléaire
DEC	Design Extension Conditions
EDF	Électricité de France, opérateur des réacteurs de 900 MWe
EES	Évaluation environnementale stratégique
EIE	Étude d'impact environnemental
EPR	European Pressurized Water Reactor
FARN	Force d'action rapide du nucléaire
GAG	Gestion des accidents graves
HCTISN	Haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
mSv	millisieverts
MWe	MégaWatt électrique
NSA	National Academy of Sciences (Académie nationale des sciences)
ONG	Organisation non gouvernementale
RHWG	Reactor Harmonization Working Group (Groupe de travail sur l'harmonisation des réacteurs)
ROSAU	Reduction of Severe Accident Uncertainties (Réduction des incertitudes liées aux accidents graves)
RPS	Réexamen périodique de sécurité
RPV	Reactor Pressure Vessel (cuve sous pression du réacteur)
Salle RIC	Salle d'instrumentation interne du cœur
SFP	Spent Fuel Pool (piscine d'entreposage du combustible)
SSC	Systèmes, structures et composants
WENRA WGWD	WENRA Working Group on Waste and Decommissioning (Groupe de travail de la WENRA sur les déchets et de démantèlement)
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association (Association des régulateurs nucléaires d'Europe occidentale)

Umweltbundesamt GmbH

Spittelauer Lände 5
1090 Wien/Österreich

Tel.: +43-(0)1-313 04

Fax: +43-(0)1-313 04/5400

office@umweltbundesamt.at

www.umweltbundesamt.at