

IRSNINSTITUT
DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

LE REEXAMEN DE SURETE DES REACTEURS A EAU SOUS PRESSION DE 900 MWE A L'OCCASION DE LEURS TROISIEMES VISITES DECENNALES

RAPPORT DE SYNTHÈSE DE L'INSTRUCTION TECHNIQUE RÉALISÉE PAR L'IRSN

DIRECTION DE LA SURETE DES REACTEURS



AVANT PROPOS

Assurer le meilleur niveau de sûreté des installations, c'est l'objectif des réexamens de sûreté engagés en France depuis plus de 25 ans sur les réacteurs de puissance.

Le suivi en exploitation des premiers réacteurs a rapidement fait apparaître que l'amélioration de la sûreté des installations ne pouvait pas se limiter à la réalisation d'études ciblées, en complément de la nécessaire prise en compte du retour d'expérience. La démarche de réexamen de sûreté vise à combler cette lacune. Elle s'intéresse notamment à la comparaison du niveau de sûreté actuel des installations avec le niveau attendu aujourd'hui, à la prise en compte de l'amélioration des connaissances et de l'expérience de fonctionnement, aux divers aspects concernant le vieillissement pouvant limiter la durée d'exploitation.

L'existence de différents paliers comportant des évolutions de sûreté au sein de la filière de réacteurs à eau sous pression suscite l'intérêt de comparer l'installation objet du réexamen à sa « référence » la plus récente. C'est ainsi qu'en 1983, lors de son réexamen, la centrale nucléaire des Ardennes¹ fut comparée aux tranches les plus récentes du palier « 900 MWe - contrat programme » qui étaient en construction à l'époque. Ce réexamen s'est concrétisé par un ensemble de modifications importantes de l'installation. Une approche analogue a été mise en œuvre dans les années 1990 pour les réacteurs de Fessenheim et du Bugey. C'est à l'occasion des réexamens menés sur les réacteurs des paliers 900 et 1300 MWe, dans le cadre de leurs arrêts pour deuxième visite décennale (VD2), que l'IRSN a formalisé, en concertation avec EDF et l'ASN, la démarche et le processus de réexamen. Cette démarche permet à l'IRSN d'être une force de proposition concernant les sujets à examiner. Le dialogue technique qui en découle contribue notablement aux avancées en termes de sûreté, que ce soit au plan des études ou des réalisations sur site.

Le réexamen de sûreté VD3-900 est certainement la version la plus aboutie des réexamens pratiqués sur les réacteurs à eau sous pression. Ce réexamen a pris en compte les objectifs de sûreté les plus récents pour fixer les axes des études de réévaluation, en particulier les derniers enseignements des études probabilistes de sûreté (EPS1 pour la probabilité de fusion du cœur, EPS2 pour l'importance et la fréquence des rejets en situation d'accidents graves).

Le présent rapport vise à présenter de façon synthétique les conclusions des six années d'instruction menée par l'IRSN qui ont permis à Electricité de France de mener les études nécessaires et, in fine, de définir les modifications des réacteurs qui en découlent. Plusieurs réunions du groupe permanent réacteurs se sont tenues afin d'aboutir à une prise de position de l'ASN sur le programme des actions qu'Electricité de France réalisera lors des troisièmes décennales des réacteurs de 900 MWe.

Martial JOREL, Directeur de la Sûreté des Réacteurs

¹ Chooz A - couplée en 1967, arrêtée en 1991

SOMMAIRE

INTRODUCTION AUX REEXAMENS DE SURETE	5
OBJECTIFS ET PERIODICITE DES REEXAMENS DE SURETE	5
DEMARCHE GENERALE ASSOCIEE AUX REEXAMENS DE SURETE	5
REEXAMEN DE SURETE DES REACTEURS DE 900 MWE	9
ETUDES DE SURETE DU REEXAMEN	8
EXAMEN DE CONFORMITE DES TRANCHES	9
PRISE EN COMPTE DU VIEILLISSEMENT DES INSTALLATIONS	10
ETUDES DE SURETE	12
AGRESSIONS INTERNES ET EXTERNES	12
Incendie	12
Explosions d'origine interne aux sites	13
Inondations internes et ruptures de tuyauteries	14
Agressions externes d'origine climatique ou liées à l'environnement	14
Autonomie des réacteurs et des sites à l'égard des agressions externes	15
Démarche de vérification sismique	15
ETUDES DE SITUATIONS ACCIDENTELLES	16
Risques de surpression à froid du circuit primaire	16
Accidents graves	17
Confinement	18
Etudes probabilistes de sûreté de niveau 1	20
Etudes probabilistes de sûreté de niveau 2	20
Défaillance passive des circuits de sauvegarde	21
Rupture de tubes de générateur de vapeur	22
Capacité des matériels utilisés dans les situations « hors dimensionnement » à fonctionner	22
Informations utilisées pour la surveillance post-accidentelle	23
CONCEPTION ET DIMENSIONNEMENT DES SYSTEMES ET DES OUVRAGES DE GENIE CIVIL	23
Vérification de la conception des ouvrages de génie civil	23
Fonctionnement du système de mesure de radioactivité	24
Vérification des capacités fonctionnelles du système d'injection de sécurité	24
Fiabilisation de la fonction de recirculation	25
Fiabilité du système de refroidissement de la piscine de désactivation des combustibles irradiés ...	26
EXAMEN DE CONFORMITE DES TRANCHES	28
PROGRAMME D'INVESTIGATIONS COMPLEMENTAIRES	30
MAITRISE DU VIEILLISSEMENT - DOSSIER D'APTITUDE A LA POURSUITE D'EXPLOITATION	31
CONCLUSION DU REEXAMEN DE SURETE VD3 900	33

INTRODUCTION AUX REEXAMENS DE SURETE

OBJECTIFS ET PERIODICITE DES REEXAMENS DE SURETE

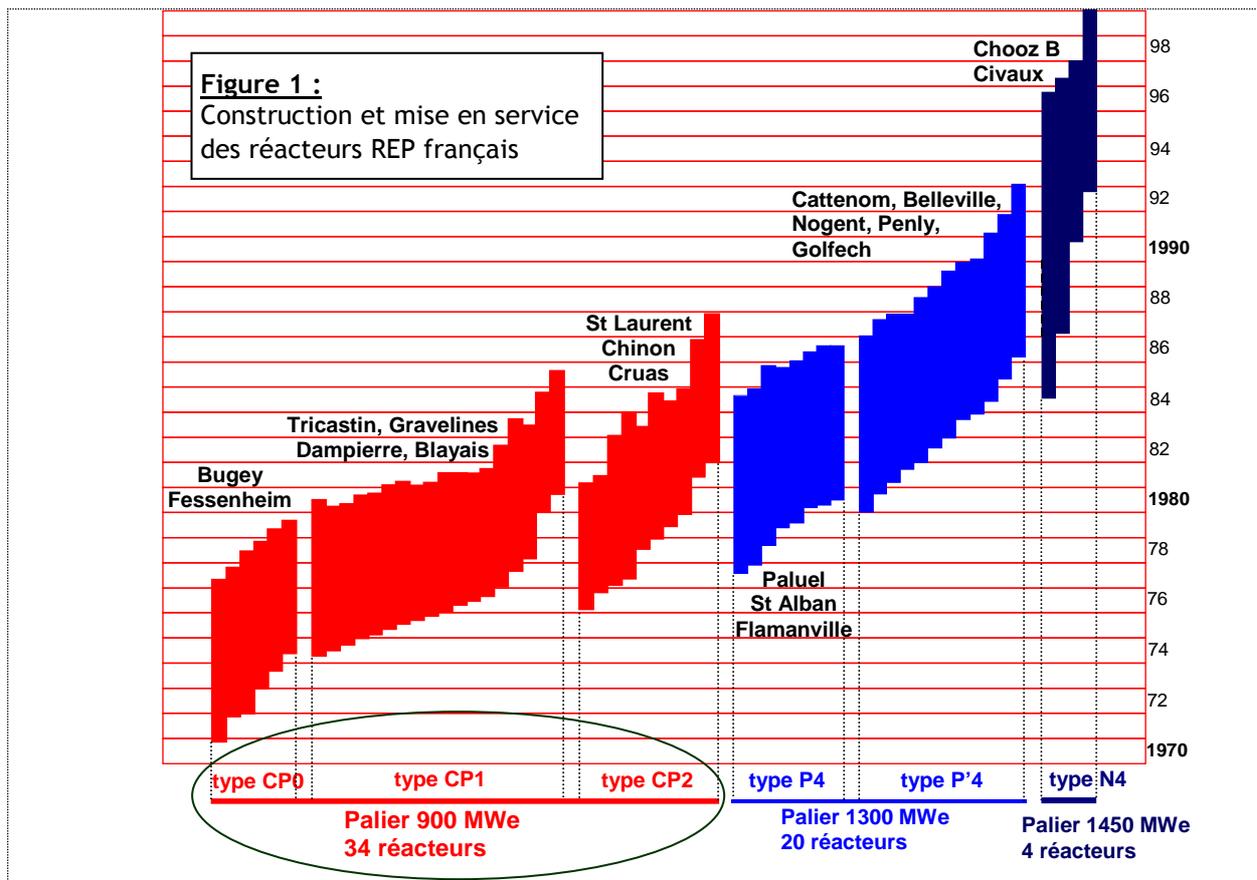
Les réexamens de sûreté sont devenus une pratique courante et une étape périodique de la vie des centrales de production électronucléaire à eau sous pression (REP) françaises : ils visent d'une part à se réinterroger sur la sûreté de façon approfondie, d'autre part à définir des améliorations des installations permettant de rehausser leur sûreté à un niveau proche, à défaut d'être équivalent, de celui des installations les plus récentes. Les réexamens de sûreté complètent ainsi le processus continu d'amélioration de la sûreté que constitue l'examen du retour d'expérience de l'exploitation quotidienne des réacteurs.

Cette pratique a récemment été inscrite dans la loi relative à la transparence et à la sécurité nucléaire (loi n°2006-686 du 13 juin 2006), où l'article 29-III stipule que « *l'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de la sûreté de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales. Ce réexamen doit permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente pour [la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement], en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires. L'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire et aux ministres chargés de la sûreté nucléaire un rapport comportant les conclusions de cet examen et, le cas échéant, les dispositions qu'il envisage de prendre pour remédier aux anomalies ou pour améliorer la sûreté de son installation. [...] Les réexamens de sûreté ont lieu tous les dix ans.* ».

Au terme du réexamen de sûreté, l'exploitant peut se voir imposer de nouvelles prescriptions techniques par l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), si cette dernière estime insuffisantes les études menées ou les dispositions envisagées pour remédier aux écarts constatés ou pour améliorer la sûreté de l'installation.

DEMARCHE GENERALE ASSOCIEE AUX REEXAMENS DE SURETE

En France, le parc des réacteurs exploités par EDF bénéficie d'une grande homogénéité tant par le choix d'une filière unique (les REP) que par l'unicité du constructeur des chaudières ainsi que de l'architecte industriel, également exploitant. Les REP sont répartis en trois paliers de puissance (900, 1300 et 1450 MWe) dont la mise en service a été répartie dans le temps (voir la figure 1), qui partagent des bases de conception et d'exploitation communes. Cette homogénéité permet ainsi à l'exploitant unique de mener des études génériques à un palier et d'en faire bénéficier l'ensemble des réacteurs appartenant au palier considéré.



La démarche générale appliquée en France pour mener les réexamens de sûreté décennaux des REP s'articule autour de trois phases principales :

- le recensement des exigences de sûreté, de conception et d'exploitation, constituant le référentiel d'exigences applicable au palier considéré, ce référentiel étant susceptible d'évoluer entre deux réexamens dans le cadre du processus continu d'amélioration de la sûreté des centrales REP. Cette phase préalable vise à recenser et à hiérarchiser l'ensemble des textes recensant les exigences : textes réglementaires, règles, critères et spécifications qui sera pris en compte, et ainsi à « figer » le référentiel d'exigences de sûreté sur la base duquel les études et contrôles seront réalisés ;

Le référentiel d'exigences de sûreté applicable à une installation nucléaire est constitué de textes de plusieurs niveaux, en particulier :

- les textes réglementaires et Règles Fondamentales de Sûreté (RFS) rédigés par les pouvoirs publics ;
- les codes et normes, proposés par les constructeurs et (pour certains) approuvés par les pouvoirs publics, qui servent de référentiel guide aux concepteurs et aux exploitants dans l'élaboration de leurs projets ;
- le rapport de sûreté (RDS), qui présente l'environnement (démographique, géographique, industriel...), les principes généraux de sûreté, les caractéristiques générales et options techniques, l'analyse de sûreté, les principes d'exploitation, la description des équipements, leurs exigences de sûreté (exigences fonctionnelles) et les critères associés, l'organisation de la qualité... Le RDS démontre que les dispositions retenues à chaque étape de la vie de l'installation (conception, construction, mise en service, exploitation, démantèlement) respectent les exigences de sûreté fixées, notamment celles de nature réglementaire ;
- les règles générales d'exploitation (RGE), intégrant les Spécifications Techniques d'Exploitation, qui présentent l'organisation, le fonctionnement de l'installation, les documents d'exploitation, les consignes de sécurité et de radioprotection ainsi que les contrôles et essais périodiques ;
- le plan d'urgence interne (PUI), qui décrit l'organisation qui serait mise en place par l'exploitant dans certaines situations (incendie, risques de rejets radiologiques...).

- une vérification de la conformité des installations aux exigences de sûreté qui leur sont applicables. Cette deuxième phase consiste :

- d'une part à vérifier la conformité de l'état standard de réalisation des installations, correspondant à celui décrit dans le rapport de sûreté et pris en considération dans les études, au référentiel des exigences de sûreté mis à jour (« études de conformité »),
- d'autre part à vérifier la conformité effective de chaque tranche nucléaire à cet état standard de réalisation (« examen de conformité des tranches »), par des contrôles in situ ;
- une **réévaluation des exigences de sûreté** applicables au palier de réacteurs considéré. L'objectif est d'améliorer la sûreté des installations, en considérant les évolutions des exigences de sûreté applicables aux installations les plus récentes ou en projet, ainsi que les domaines pour lesquels le retour d'expérience ou l'évolution des connaissances techniques sont susceptibles de conduire à modifier le référentiel d'exigences de sûreté applicable ou la démonstration de sûreté. L'intérêt de faire ainsi évoluer le référentiel d'exigences de sûreté et les installations est enfin examiné au regard du gain pour la sûreté et des inconvénients pouvant résulter de ces évolutions.

A l'issue des études de conformité et de réévaluation, un lot de modifications matérielles et documentaires est défini par l'exploitant, puis mis en œuvre sur les installations pour les amener à l'état de référence défini au terme du réexamen de sûreté.

Ce référentiel de sûreté ainsi réévalué sera réputé stable jusqu'au réexamen de sûreté suivant. Le processus d'amélioration en continu de la sûreté peut toutefois conduire à faire évoluer ce référentiel, dans la période séparant deux réexamens, pour prendre en compte des améliorations de sûreté significatives résultant de l'analyse d'événements importants sans attendre le réexamen de sûreté suivant.

La figure 2 ci-après illustre ce processus :

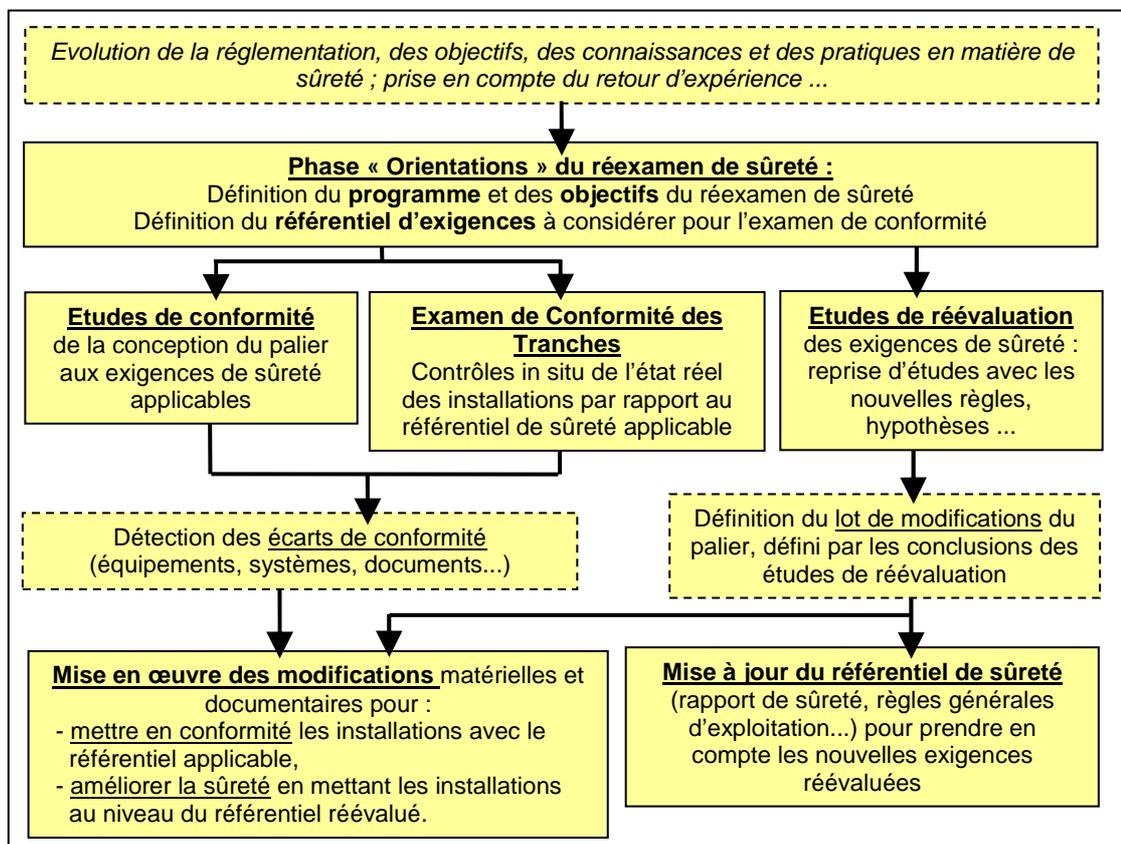


Figure 2 : Démarche générale du réexamen de sûreté

REEXAMEN DE SURETE DES REACTEURS DE 900 MWE

Le parc électronucléaire d'EDF comporte 58 réacteurs à eau sous pression. Les plus anciens sont les réacteurs de 900 MWe (34 réacteurs), dont les dates de mise en service s'échelonnent entre 1978 et 1988 (voir la figure 1). Les réacteurs du palier 900 MWe sont répartis en deux principaux types :

- le CP0, qui regroupe les 6 réacteurs de Fessenheim et du Bugey,
- le CPY (constitué des types CP1 et CP2), plus récent, qui regroupe les 28 réacteurs des sites du Blayais, de Chinon, de Cruas, de Dampierre, de Gravelines, de Saint-Laurent et du Tricastin.

Les réacteurs d'un même palier partageant une conception commune, la pratique retenue dès les premiers réexamens de sûreté des REP consiste à réaliser les études associées pour l'ensemble du palier considéré. Par contre, certains aspects liés à l'implantation des réacteurs ou à des spécificités locales sont traités au cas par cas.

Le présent réexamen de sûreté est associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (VD3 900), le réacteur n° 1 du Tricastin étant le premier à en bénéficier au printemps 2009.

L'ampleur de la tâche à réaliser impose que les études soient engagées et achevées suffisamment tôt pour que les modifications matérielles et documentaires issues des conclusions de ces études puissent être déployées sur les réacteurs dès leur arrêt pour visite décennale.

Qu'est ce qu'une visite décennale ?

Périodiquement, les centrales nucléaires font l'objet d'« arrêts de tranche » pour remplacer le combustible usé et procéder à des opérations de contrôle et de maintenance sur des parties de l'installation qui ne sont normalement pas accessibles pendant le fonctionnement.

La durée d'un cycle (temps de fonctionnement entre deux arrêts) est de 12 à 18 mois selon les paliers et le type de combustible. La durée d'un arrêt est de l'ordre de 1 à 2 mois, selon le type d'arrêt :

- les « arrêts pour simple rechargement » (ASR), pendant lesquels le volume de maintenance est limité,
- les « visites partielles » (VP), au cours desquelles les opérations de maintenance sont plus nombreuses.

Tous les 10 ans d'exploitation, la réglementation française impose de faire subir notamment aux équipements de la chaudière nucléaire une série de contrôles et d'épreuves qui sont réalisés lors d'un arrêt dédié d'une durée de l'ordre de 3 mois, appelé «**visite décennale**» (VD).

ETUDES DE SURETE DU REEXAMEN

EDF a proposé en septembre 2002 les orientations qu'il envisageait pour le réexamen de sûreté VD3 900.

Afin d'évaluer la suffisance et la pertinence de ce programme, l'IRSN a mené sa propre analyse des objectifs à viser pour ce réexamen de sûreté. Ils se déclinent selon trois approches distinctes.

L'IRSN a tout d'abord examiné la transposition aux réacteurs de 900 MWe des objectifs de sûreté associés à la conception du réacteur EPR, qui constituent la base des exigences de sûreté les plus récentes, comme lignes directrices des études de réévaluation. Compte tenu toutefois des différences de conception entre les tranches de

900 MWe et le projet EPR, cette analyse a été menée selon une démarche pragmatique en évaluant, pour chacun de ces objectifs, son gain pour la sûreté et sa faisabilité technique.

L'IRSN a ensuite considéré les conclusions des précédents réexamens de sûreté (VD2 900 et VD2 1300), les études engagées sur les questions de sûreté ainsi que le retour d'expérience aux niveaux national et international.

Enfin, l'IRSN a comparé les objectifs et la démarche envisagés pour ce réexamen de sûreté avec les pratiques préconisées par l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA).

En juin 2003, le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires s'est réuni pour examiner les orientations à retenir. Cet examen s'est basé sur l'analyse par l'IRSN du programme de réexamen de sûreté VD3 900 proposé par EDF. Les principaux axes d'études retenus ont été les suivants :

- les agressions externes d'origine naturelle ou liées à l'activité humaine, et les agressions internes,
- les études de situations accidentelles, incluant les accidents graves, les études probabilistes de sûreté de niveaux 1 et 2 et le comportement des enceintes de confinement,
- la vérification de la conception des ouvrages de génie civil et des systèmes.

L'objectif d'achèvement des études de conformité et de réévaluation avait été fixé à début 2005 afin que les études de conception et de réalisation des modifications puissent être engagées en vue des premiers arrêts pour troisième visite décennale des réacteurs de 900 MWe, prévus à partir de 2009.

EXAMEN DE CONFORMITE DES TRANCHES

L'examen de conformité des tranches du palier 900 MWe a pour objectif de vérifier que l'état réel des tranches est conforme à l'état de référence du palier concerné, par des contrôles spécifiques in situ des ouvrages et des matériels, ainsi que par la vérification de la déclinaison locale du référentiel documentaire applicable.

Ces contrôles sont réalisés sur la base de l'état de référence, défini en particulier par le rapport de sûreté standard du palier concerné, applicable avant l'évolution des installations vers le nouveau référentiel retenu à l'issue de la réévaluation de sûreté. En l'occurrence, l'état de référence du palier 900 MWe est son rapport de sûreté édition « VD2 », complété par les modifications intervenues depuis sa mise en application en 1997. Celles-ci portent notamment sur la nouvelle gestion du combustible « parité MOX » et le retour d'expérience de l'inondation externe du site du Blayais en 1999.

Pour chaque réacteur, les contrôles sont réalisés au plus tard lors de sa visite décennale, afin que les mises en conformité identifiées comme nécessaires puissent être effectuées lors de cet arrêt. En pratique, EDF a prévu de débiter ces contrôles environ 3 ans avant chaque arrêt pour VD3, afin de disposer d'un délai suffisant pour mener ces examens, caractériser les écarts et, le cas échéant, concevoir et programmer leur traitement.

Le programme des contrôles de conformité proposé par EDF en 2004 s'est appuyé sur le retour d'expérience des précédents examens de conformité et de l'exploitation des tranches de 900 MWe.

En outre, ces contrôles sont complétés par un programme de contrôles par sondage, dénommé « programme d'investigations complémentaires », qui vise à confirmer l'absence de dégradations notables dans les zones non couvertes par les programmes de maintenance préventive*.

*Les programmes de maintenance préventive définissent les contrôles et les interventions à réaliser selon des critères prédéterminés, afin de réduire la probabilité de défaillance ou de dégradation des équipements et des fonctions concernés. Il peut s'agir de maintenance conditionnelle (entreprise par comparaison de l'état de matériels ou composants avec un critère d'acceptation) ou de maintenance systématique (décidée en fonction du temps et sans considérer l'état réel du matériel lors de l'intervention).

PRISE EN COMPTE DU VIEILLISSEMENT DES INSTALLATIONS

En amont de ces études, l'ASN avait associé au réexamen VD3 900 la prise en compte du vieillissement des installations. L'étape des troisièmes visites décennales est considérée comme fondamentale pour connaître précisément l'état de chaque réacteur et pouvoir se prononcer sur leur capacité à poursuivre leur exploitation durant 10 ans.

Dans ce cadre, l'ASN a demandé à EDF d'établir, pour chaque réacteur, un dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (DAPE). Ce dossier vise à montrer que les exploitants, grâce à leur connaissance des mécanismes de vieillissement affectant les matériels importants pour la sûreté les plus sensibles et la mise en œuvre de parades ou d'actions de surveillance et de maintenance adaptées, maîtrisent le vieillissement de leurs installations et sont aptes à les exploiter pour une durée supplémentaire de 10 ans dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

Préalablement à l'élaboration des DAPE associés à chaque réacteur, le programme de travail d'EDF pour la gestion du vieillissement, notamment les méthodes et les outils associés, ont fait l'objet d'un examen par l'IRSN et ont donné lieu à des réunions du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs en décembre 2003 puis en mai 2006. En mars 2008, EDF a présenté dans le premier DAPE sa stratégie pour la tranche 1 de Tricastin à l'égard de la maîtrise du vieillissement et son plan d'actions à engager. Ce document sera complété lorsque les derniers contrôles prévus dans ce cadre lors de l'arrêt pour VD3 auront été réalisés.

La figure 3 ci-après présente le calendrier et les principales étapes du réexamen de sûreté VD3 900 :

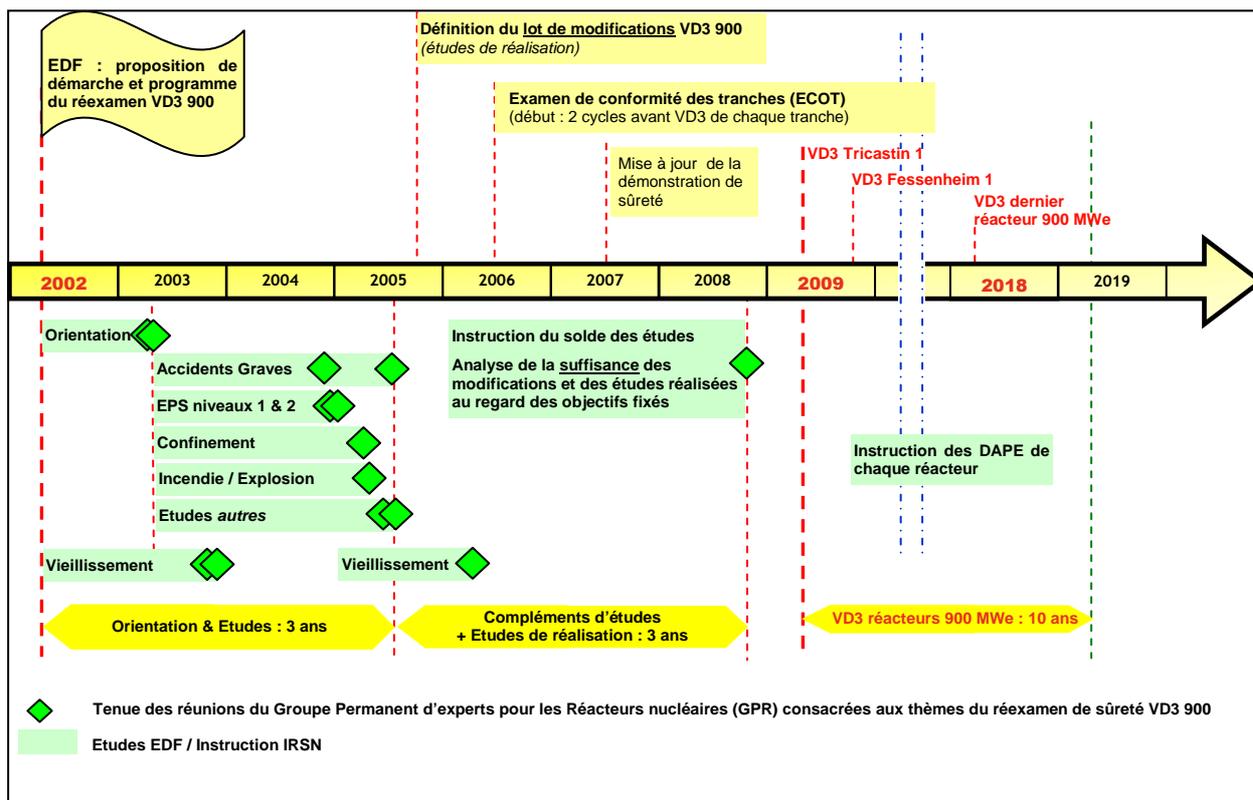


Figure 3 : Calendrier de l'instruction du réexamen de sûreté VD3 900

ETUDES DE SURETE

Les études de sûreté permettent de démontrer le respect des objectifs ou critères de sûreté, déjà applicables dans le cas des études de conformité ou réévalués dans le cas des études de réévaluation, sur lesquels se fonde l'appréciation technique de la sûreté. Cette approche, a contrario d'autres moyens d'appréciation tels que les essais périodiques des matériels, repose sur une modélisation des phénomènes et de l'installation, cette dernière étant considérée « conforme » à son référentiel d'exigences de sûreté. Les études de sûreté couvrent ainsi un nombre très important de domaines.

Les études examinées par l'IRSN jusqu'à la tenue de la réunion du Groupe permanent pour les réacteurs nucléaires de novembre 2008 ainsi que les principales conclusions sont rappelées ci-après.

AGRESSIONS INTERNES ET EXTERNES

Les risques d'agressions d'origines interne (liés aux installations elles-mêmes) et externe d'origine naturelle (liés au climat, aux séismes ou à l'environnement par exemple) ou liée aux activités humaines, ont été considérés lors de la conception des installations électronucléaires.

L'évolution des méthodes d'analyse ou des connaissances (par exemple les enseignements tirés de l'inondation partielle du site du Blayais en décembre 1999, ou de la période caniculaire de l'été 2003) conduit à réexaminer les dispositions prises lors du dimensionnement des installations, afin d'en vérifier la suffisance et l'efficacité et, le cas échéant, de déterminer les nouvelles dispositions nécessaires pour assurer le repli et le maintien en état sûr du réacteur en cas d'occurrence de telles agressions.

Par ailleurs, le retour d'expérience, français et international, amène à considérer de nouvelles agressions non envisagées à la conception, telles que les dérives de nappes d'hydrocarbures, ou la conjonction de plusieurs d'entre elles.

INCENDIE

Les dispositions de protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires visent à prévenir les risques et à en limiter les conséquences afin d'assurer la sécurité des personnes et de limiter les dégradations de matériels, comme sur toute installation, mais également de maintenir les fonctions de sûreté.

Les études retenues dans le cadre du réexamen VD3 900 à l'égard des risques associés à l'incendie ont visé à vérifier la suffisance de certaines hypothèses et dispositions à l'égard de ces risques.

L'IRSN a analysé l'évaluation, réalisée par EDF, des marges existantes entre d'une part la résistance au feu des protections des moyens minimaux de conduite de l'installation (ceux nécessaires pour ramener l'installation dans un état sûr) et des protections contre les modes communs de câblage, d'autre part la durée envisageable d'un feu

dans les locaux contenant ces protections. En effet, les durées ayant servi au dimensionnement de ces protections ont été établies sur la base d'une courbe qui n'apparaît plus représentative des conditions rencontrées dans les locaux des installations REP en exploitation. Compte tenu des incertitudes sur la suffisance du dimensionnement de la résistance au feu des protections, EDF a proposé de retenir une marge minimale de 10 minutes et de renforcer les protections des locaux qui ne respecteraient pas cette marge. Dans l'attente de la révision de la courbe de dimensionnement des durées de feu à retenir, l'IRSN estime que la démarche ainsi que les modifications proposées par EDF vont dans le sens d'une amélioration de la sûreté et renforcent la robustesse des installations à l'égard des incendies. L'IRSN reste toutefois en attente des études spécifiques aux locaux des tranches de Fessenheim et du Bugey (palier CPO).

L'IRSN a par ailleurs élaboré une Etude Probabiliste de Sûreté (EPS) dédiée au risque d'incendie, qui vise à hiérarchiser les locaux en fonction de leur contribution au risque de fusion du cœur en cas d'incendie. Si cette étude montre que les dispositions matérielles et les procédures mises en œuvre par EDF dans le cadre de son « plan d'actions incendie » conduisent à une réduction significative de la fréquence de fusion du cœur due à un incendie, il faut souligner que certains locaux participent pour 45 % à la fréquence globale d'une fusion du cœur initiée par un incendie. A cet égard, l'IRSN considère que la suffisance des dispositions complémentaires de détection d'incendie envisagées par EDF pour réduire la sensibilité de ces locaux reste à justifier.

EXPLOSIONS D'ORIGINE INTERNE AUX SITES

Les explosions de gaz tels que l'hydrogène ou de gaz non explosifs mais stockés sous pression, sont susceptibles d'aggraver des matériels importants pour la sûreté de l'installation ou de provoquer des rejets de matières radioactives, que leur origine soit interne ou externe aux bâtiments et locaux abritant ces matériels. Contrairement aux risques d'incendie, pour lesquels des dispositions de lutte peuvent être mises en place pour en réduire les conséquences, le risque d'explosion est principalement traité par la prévention.

Ce risque a été particulièrement mis en évidence lors d'un incident survenu à Chinon en 1998 : une analyse menée par l'IRSN, à la suite d'une fuite d'hydrogène qui n'avait toutefois pas provoqué d'explosion, a montré la gravité des dommages qu'auraient pu subir des équipements importants pour la sûreté, et la nécessité d'engager des études visant à réduire ce risque. De plus, depuis 2002, des phénomènes de corrosion affectant des tuyauteries en acier noir véhiculant de l'hydrogène sur les sites ont été constatés et confirment la nécessité d'engager des actions pour traiter les risques d'explosion.

A cet égard, EDF a élaboré un référentiel d'exigences de sûreté de protection contre les risques d'explosion internes aux sites et a présenté son application sur les sites.

Ce référentiel a principalement permis à EDF d'identifier les locaux présentant un risque d'explosion en cas de fuite d'hydrogène et de définir les dispositions à prendre pour maîtriser ce risque. De nombreuses modifications matérielles ont ainsi été définies pour les locaux « à risque d'atmosphère explosible », consistant notamment à installer des détecteurs d'hydrogène, à remplacer les matériels non conçus pour être « anti-déflagrants » par des matériels utilisables en atmosphère explosible, à renforcer ou à protéger des tuyauteries véhiculant de l'hydrogène, ou encore à fiabiliser certains organes d'isolement de ces tuyauteries.

L'IRSN considère que ce référentiel, tant pour ce qui concerne les risques internes que pour ce qui concerne les risques externes aux bâtiments, est globalement acceptable. Toutefois, l'IRSN l'estime perfectible, notamment

vis-à-vis de l'exhaustivité des scénarios considérés et le caractère majorant des critères retenus, en particulier concernant les hypothèses de dilution homogène de l'hydrogène dans un local.

Aussi, bien que le gain pour la sûreté apporté par la mise en œuvre des modifications induites par le référentiel soit certain, l'IRSN considère que les agressions des tuyauteries véhiculant de l'hydrogène induites par la corrosion ou des phénomènes vibratoires doivent être également traitées, et que des dispositions doivent être mises en œuvre pour se prémunir de ces risques.

INONDATIONS INTERNES ET RUPTURES DE TUYAUTERIES

Lors de la conception des tranches de 900 MWe, certaines hypothèses associées à un déversement important d'eau à l'intérieur des installations n'avaient pas été considérées. Depuis, des améliorations ont été réalisées pour traiter certaines situations, mais la vérification de la robustesse des installations lors de certains scénarios d'inondation interne restait à réaliser. Ces études ont été menées dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 900.

L'IRSN a ainsi examiné les études des conséquences, en termes d'inondation interne, de la rupture simultanée de l'ensemble des réservoirs non dimensionnés au séisme situés dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires. Ces études concluent que les exutoires et les dispositifs de rétention existants permettent d'éviter l'indisponibilité par immersion de matériels ou d'équipements nécessaires au retour et au maintien à l'état sûr des réacteurs.

Par ailleurs, il a été vérifié que les conclusions des études existantes relatives aux ruptures de tuyauteries à haute et moyenne énergies* et aux inondations internes restent applicables dans les états d'arrêt du réacteur et permettent de s'assurer que les matériels nécessaires pour la sûreté du réacteur dans ces états restent disponibles.

* une tuyauterie dite à « haute énergie » contient du fluide à une pression supérieure à 20 bar ou à une température supérieure à 100°C. Une tuyauterie est « moyenne énergie » si elle ne répond pas aux critères de classement en « haute énergie ».

AGRESSIONS EXTERNES D'ORIGINE CLIMATIQUE OU LIEES A L'ENVIRONNEMENT

Les diverses agressions climatiques envisageables n'ont pas fait l'objet, à la conception des réacteurs nucléaires, d'un niveau égal de traitement, que ce soit en termes de caractérisation ou d'évaluation de leurs conséquences. Pour le réexamen de sûreté VD3 900, il a été retenu d'analyser l'impact d'agressions peu étudiées en France jusqu'à présent, ou dont les caractéristiques ont évolué, de façon à évaluer la robustesse des installations à l'égard de ces agressions.

L'IRSN a examiné l'impact sur la sûreté des réacteurs de 900 MWe des agressions externes d'origine climatique telles que le frasil*, les vents forts, la neige, les tornades et la canicule, ainsi que des agressions liées à l'environnement telles que les feux de forêts et les dérives de nappes d'hydrocarbures.

* le frasil est un phénomène de prise en glace massive, généré par l'agglomération de cristaux de glace qui se forment dans des eaux turbulentes et qui, lorsque leur accumulation est suffisante pour contrecarrer la turbulence, s'assemblent en galettes flottantes. Les conditions d'apparition du frasil sont réunies lorsque la température de l'eau est inférieure à 0°C et la température de l'air inférieure à -10°C.

Tous les sites ne présentant pas, selon leur localisation, le même niveau d'exposition à ces agressions, des études particulières ont été menées pour chaque site pour évaluer la robustesse des installations et des dispositions prévues pour faire face à ces risques et maîtriser les situations induites par ces agressions.

Les principales conclusions de l'analyse de l'IRSN, qui a porté d'une part sur la démarche suivie par EDF pour caractériser les agressions à retenir, d'autre part sur les conclusions des études d'EDF, sont les suivantes :

- les risques associés aux tornades et aux feux de forêts ne paraissent pas nécessiter des mesures particulières en raison d'une probabilité modérée pour les premières, du faible impact sur les installations pour les seconds ;
- la réévaluation des vents forts ne met pas en cause le dimensionnement des structures et des ouvrages des sites ;
- les risques liés au frasil ainsi qu'aux dérives de nappes d'hydrocarbures sur les sites fluviaux et côtiers font déjà l'objet de dispositions physiques de protection et de systèmes d'alerte. Leur évaluation a cependant montré, grâce à une caractérisation plus fine de ces risques et à un examen approfondi des scénarios et des dispositions associées, la nécessité de mettre en œuvre certaines modifications matérielles et d'améliorer certaines dispositions existantes ainsi que leur mode d'exploitation ;
- enfin, la vérification de la capacité des sites à faire face aux risques liés à la canicule ou à la sécheresse, engagée après l'épisode caniculaire de 2003, se poursuit en vue du déploiement anticipé des dispositions nécessaires sur l'ensemble des sites. Les premiers résultats obtenus sur la base des règles et hypothèses retenues ont d'ores et déjà conduit à identifier un premier ensemble de modifications matérielles et documentaires nécessaires, dont certaines ont déjà été mises en place sur les sites.

AUTONOMIE DES REACTEURS ET DES SITES A L'EGARD DES AGRESSIONS EXTERNES

L'inondation partielle du site du Blayais en décembre 1999 a mis en exergue la sensibilité des installations à l'égard d'agressions externes de mode commun, c'est-à-dire affectant simultanément l'ensemble des réacteurs d'un site. Si le retour d'expérience de cet événement a été traité dès 2000 pour ce qui concerne les risques d'inondations d'origine externe, il est apparu opportun, dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 900, de prolonger cette démarche à l'ensemble des agressions externes susceptibles d'entraîner des défaillances de mode commun, afin de vérifier ou d'améliorer la robustesse des dispositions de conception et d'exploitation des installations dans de telles situations.

L'IRSN a examiné la capacité de chaque site à gérer une situation incidentelle ou accidentelle pouvant être induite par une agression externe au site (séisme, inondation...) et pouvant de ce fait affecter simultanément l'ensemble des réacteurs du site. Il s'agit des situations de perte totale de la source froide nécessaire au refroidissement des réacteurs, et de perte des alimentations électriques externes des réacteurs du site. L'IRSN estime que les études présentées par EDF couvrent correctement les cumuls d'agressions envisagés et que les « cas de charge » définis pour mener ces études de robustesse apparaissent globalement satisfaisants. L'IRSN estime que les résultats des études menées par EDF montrent la capacité des sites à stocker ou à mobiliser les réserves (eau, fioul, huile) et les sources électriques internes nécessaires dans ces situations pour maintenir les réacteurs dans un état sûr.

L'IRSN considère toutefois que les équipements nécessaires au traitement de ces situations, retenus dans les études d'EDF, doivent faire l'objet d'exigences en adéquation avec leurs missions afin de garantir leur disponibilité, leurs performances et leur tenue aux agressions tout au long de l'exploitation des réacteurs.

DEMARCHE DE VERIFICATION SISMIQUE

Dans le prolongement des actions déjà réalisées lors des précédents réexamens de sûreté, la démarche de vérification sismique mise en œuvre dans le cadre du réexamen associé aux VD3 a visé tout d'abord à analyser l'impact :

- de la réévaluation des spectres de sol caractérisant le Séisme Majoré de Sécurité (SMS*) en application de la Règle Fondamentale de Sûreté (RFS) 2001-01,
- de l'évolution des critères et méthodes de dimensionnement,

* le séisme majoré de sécurité (SMS) propre à chaque site est défini à partir du séisme maximal historiquement vraisemblable (SMHV), déterminé pour sa part sur la base des séismes historiques recensés et appréciés selon la RFS 2001-01, et auquel est ajoutée une unité en termes d'intensité sur l'échelle de Medvedev-Sponheuer-Karnik (MSK).

sur le comportement des ouvrages de génie civil et des équipements qu'ils abritent. Par ailleurs, il a également été vérifié l'absence de risque d'agression par les salles des machines, non dimensionnées au séisme, sur les ouvrages classés voisins.

Les spectres de sol réévalués à considérer dans le cadre de ces études ont pour leur part fait l'objet d'une évaluation antérieure de l'IRSN. Ainsi, sur la base des spectres proposés par EDF et de leur analyse par l'IRSN, l'ASN a fixé en 2003, pour différents sites, les aléas sismiques à retenir ou les compléments à prendre en compte pour les caractériser. Les spectres sismiques utilisés par EDF dans le cadre du réexamen VD3 900 ont donc été élaborés conformément aux demandes de l'ASN.

Les conclusions des études effectuées par EDF dans le cadre du réexamen ont été jugées acceptables par l'IRSN. Pour garantir un comportement au séisme satisfaisant des structures et des matériels sur tous les sites, EDF a défini un nombre important de modifications, notamment des renforcements d'ouvrages en béton armé, de charpentes métalliques et d'ancrages d'équipements.

ETUDES DE SITUATIONS ACCIDENTELLES

L'importance de certaines situations accidentelles, en termes de conséquences que ces situations pourraient avoir sur les populations et l'environnement, justifie que leur réévaluation soit la plus complète possible afin de vérifier que les dispositions de prévention et de limitation des conséquences correspondantes, restent suffisantes. Par ailleurs, la réévaluation d'études d'accidents peut notamment être motivée par :

- les évolutions d'hypothèses, de méthodes ou de codes de calcul, induites notamment par des améliorations des connaissances sur des phénomènes physiques,
- le retour d'expérience d'exploitation,
- les évolutions des conditions ou des pratiques d'exploitation,
- les évolutions de l'approche de sûreté pouvant amener à étudier certains accidents non pris en compte à la conception,
- les modifications de l'installation qui peuvent modifier les hypothèses considérées initialement.

RISQUES DE SURPRESSION A FROID DU CIRCUIT PRIMAIRE

Le refroidissement du cœur en cas d'apparition d'une brèche importante dans l'enveloppe du circuit primaire est une des situations enveloppes de dimensionnement des systèmes de sûreté des REP.

Lors de précédentes évaluations des risques dans les états d'arrêt du réacteur, l'IRSN avait mis en évidence la nécessité d'améliorer les dispositions prises pour éviter une rupture brutale de la cuve du réacteur lors d'une surpression du circuit primaire à basse température, plus précisément lorsque le circuit primaire est à une température inférieure à 90°C. Lorsque le réacteur est en production, la température du circuit primaire, de l'ordre de 300°C, est très largement supérieure à la température de transition « fragile ductile » des aciers ferritiques de la cuve et il n'y a pas risque de rupture brutale. Cependant, l'effet de l'irradiation neutronique élève la température de transition « fragile ductile » de l'acier en face du cœur. Un refroidissement brutal de l'acier par injection d'eau froide à haute pression par le circuit d'injection de sécurité pourrait entraîner, dans certains cas, un risque de rupture fragile de la cuve. C'est pourquoi ce risque de rupture fragile de la cuve par pressurisation à froid a fait l'objet de plusieurs réunions du Groupe permanent pour les réacteurs nucléaires depuis 1997. Il est ressorti des études menées la nécessité de mettre en œuvre des modifications complémentaires, matérielles ou de conduite, pour pouvoir « pratiquement éliminer » le risque de sollicitations élevées dans les domaines d'exploitation où le matériau de la cuve est en-dessous de sa température de transition « fragile-ductile ».

Lors du réexamen de sûreté VD3 900, l'IRSN a évalué la suffisance d'une modification proposée par EDF, qui consiste à abaisser la pression d'ouverture des soupapes du pressuriseur lorsque le circuit primaire est fermé et le réacteur refroidi par le circuit de refroidissement à l'arrêt. L'IRSN a estimé que la modification proposée permet, en complément des améliorations de conduite déjà mises en place, de réduire significativement le risque de surpression à froid pour les brèches nécessitant l'utilisation de l'injection de sécurité.

En revanche, l'IRSN a estimé que le choix d'EDF de ne pas activer cette modification dans certains domaines d'exploitation où le risque de surpression demeure présent n'était pas satisfaisant : l'IRSN considère en effet que la modification permettant de réduire ce risque doit être disponible dans tous les domaines d'exploitation où le circuit primaire est fermé et la température de l'eau dans la cuve inférieure à 90 °C.

ACCIDENTS GRAVES

Un accident grave est un accident au cours duquel le combustible du réacteur est significativement dégradé par une fusion plus ou moins complète du cœur. Cette fusion est la conséquence d'une élévation importante de la température des matériaux composant le cœur, elle-même résultant d'une absence prolongée de refroidissement du cœur par le fluide caloporteur. Cette défaillance ne peut survenir qu'à la suite d'un grand nombre de dysfonctionnements (d'origine matérielle ou humaine), ce qui rend sa probabilité très faible pour les réacteurs en exploitation.

Depuis le début des années 1990, l'IRSN a examiné à plusieurs reprises les études réalisées par EDF pour prévenir les accidents graves susceptibles d'affecter les réacteurs et en limiter les conséquences. Dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux VD3, l'IRSN a plus particulièrement examiné le référentiel « accidents graves » proposé par EDF, qui constitue une avancée notable pour la gestion de ces situations. L'IRSN a notamment examiné la démarche proposée par EDF et les objectifs associés à la prise en compte des accidents graves, les exigences de sûreté associées aux matériels, ainsi que les aspects suivants qui étaient susceptibles de conduire à retenir des modifications matérielles ou des évolutions des procédures accidentelles :

- la tenue des enceintes de confinement lors d'un accident grave, notamment en cas d'explosion d'hydrogène ou de fusion du cœur avec une pression élevée dans le circuit primaire ;
- la tenue et le fonctionnement des équipements dans les conditions d'ambiance associées à un accident grave, en particulier le fonctionnement des soupapes de dépressurisation du circuit primaire en cas de perte totale des alimentations électriques ;
- l'instrumentation utilisable ou disponible pour évaluer une situation d'accident grave ;
- les stratégies de gestion du réacteur lors d'un accident grave, notamment les stratégies de conduite du système d'aspersion dans l'enceinte et de gestion de l'eau dans le puits de cuve.

L'IRSN a considéré que le référentiel « accidents graves », bien que non encore abouti, présentait un bon état des connaissances et des dispositions mises en place, et que les études menées avaient déjà permis de définir des modifications appropriées.

L'IRSN a toutefois considéré qu'EDF devait renforcer, en termes de fiabilité et de représentativité, les instrumentations permettant d'évaluer en temps réel l'évolution du « risque hydrogène » dans les enceintes et de détecter de la présence de corium* au fond du puits de cuve afin d'améliorer les possibilités de suivi de la progression d'un accident grave.

* le corium est le matériau résultant du mélange par fusion des constituants du cœur d'un réacteur (combustible nucléaire et éléments de structures). Ce terme est construit à partir de l'anglais core (cœur) et du grec ium

Enfin, l'analyse de l'IRSN a montré, dans certains cas, l'intérêt de dispositions matérielles permettant de retarder significativement la percée du radier par le corium après la défaillance de la cuve.

CONFINEMENT

La protection du public et de l'environnement contre les conséquences d'un relâchement accidentel de matières radioactives repose sur l'interposition en série de « barrières », auxquelles sont associées des exigences en termes de résistance et d'étanchéité. Dans le cas des réacteurs nucléaires français, trois « barrières » successives ont ainsi été retenues à la conception :

- *la première barrière, constituée par les gaines des éléments combustibles,*
- *la deuxième barrière, constituée par l'enveloppe du circuit primaire,*
- *la troisième barrière, constituée en particulier par l'enceinte de confinement (le bâtiment du réacteur), les traversées de cette enceinte (sas, fourreaux...), l'enveloppe externe des générateurs de vapeur ainsi que les systèmes de ventilation et de filtration d'air. Par ailleurs, les circuits dont l'utilisation peut être nécessaire en situation accidentelle et qui pourraient véhiculer des produits radioactifs hors de l'enceinte constituent une extension de la troisième barrière.*

L'objectif retenu était d'évaluer le confinement assuré par la troisième « barrière » des réacteurs du palier 900 MWe pour les situations d'exploitation normale (incluant les états d'arrêt), accidentelles de dimensionnement et d'accidents graves. Plus particulièrement, EDF a examiné les différentes dispositions assurant la fonction de sûreté « confinement » afin d'établir un état des lieux, de se prononcer sur l'efficacité de ces dispositions et de déterminer les améliorations à leur apporter.

L'IRSN a examiné en particulier les sujets suivants :

- le comportement mécanique et le taux de fuite des différentes enceintes de confinement des paliers CP0 et CPY. L'analyse a notamment porté sur les résultats des essais globaux d'étanchéité des enceintes, la

pérennisation des dispositifs d'auscultation et les principales « pathologies » des enceintes de confinement dans les différentes conditions de fonctionnement normal et d'épreuve, ainsi que la résistance des enceintes dans les situations accidentelles de dimensionnement et d'accidents graves ;

- le comportement des traversées de l'enceinte, incluant notamment les grandes traversées telles que les sas d'accès du personnel et le tampon d'accès des matériels ;
- la répartition et la maîtrise des fuites de l'enceinte, qui peuvent déboucher soit directement dans l'environnement soit dans des bâtiments auxiliaires ;
- les extensions de la troisième barrière de confinement, c'est-à-dire les circuits pouvant véhiculer des fluides radioactifs en dehors de l'enceinte de confinement en situation accidentelle ;
- les risques de fuite directe de fluide primaire hors de l'enceinte de confinement ;
- l'étanchéité, assurée par la structure des bâtiments eux-mêmes ou par les systèmes de ventilation, des bâtiments auxiliaires susceptibles de recueillir des fuites radioactives.

L'IRSN a par ailleurs mené des études complémentaires relatives au comportement mécanique des enceintes de confinement ainsi qu'à la situation radiologique de la salle de conduite en cas d'accident grave afin d'identifier les scénarios thermodynamiques à prendre en compte dans les études probabilistes de sûreté de niveau 2, qui visent à quantifier les rejets de radioéléments hors de la troisième barrière lors des situations accidentelles conduisant à la fusion du cœur, et ainsi à définir des modifications permettant de prévenir ces situations ou en limiter les conséquences.

Au terme de l'instruction menée, l'IRSN considère que les enceintes de confinement des tranches de 900 MWe ne présentent pas d'anomalie de comportement dans leur domaine de dimensionnement, moyennant la mise en œuvre de modifications, définies par EDF, pour améliorer l'étanchéité de certains sas et organes de robinetterie d'isolement. Certains compléments d'investigation restent toutefois à réaliser, concernant en particulier le béton des enceintes, l'enrobage des armatures de précontrainte, dans le cadre des contrôles associés à l'élaboration des dossiers d'aptitude à la poursuite d'exploitation.

Pour ce qui concerne le confinement en situation post-accidentelle, l'IRSN considère que les études réalisées et les modifications retenues par EDF permettent d'assurer un comportement satisfaisant de la troisième barrière de confinement. Une modification notable à cet égard sera le renforcement du système de fermeture du tampon d'accès des matériels afin d'en assurer la tenue mécanique pour des pics de pression pouvant atteindre, en cas d'accident grave, une valeur de l'ordre de 8 bar. L'état des lieux de la tenue à l'irradiation des matériels participant à l'extension de la troisième barrière reste toutefois à achever.

De même, l'IRSN considère que la maîtrise des fuites du confinement est satisfaisante, mais a toutefois estimé qu'EDF devait réaliser une modification permettant de limiter les rejets dans l'environnement résultant du dégazage des produits de fission susceptibles d'atteindre, en cas d'accident, le réservoir de traitement et de réfrigération de l'eau des piscines.

ETUDES PROBABILISTES DE SURETE DE NIVEAU 1

Les études probabilistes de sûreté (EPS) de niveau 1 visent à évaluer la probabilité de fusion du cœur associée aux événements initiateurs d'origine interne pouvant affecter le réacteur. A ce titre, elles constituent un outil permanent d'appréciation du niveau de sûreté des réacteurs lors de leur exploitation et sont utilisées à l'occasion des réexamens de sûreté pour apprécier le niveau de sûreté d'un palier en complément aux analyses dites déterministes.

L'analyse de l'IRSN a tout d'abord porté sur la démarche d'utilisation des EPS de niveau 1 (EPS1) retenue par EDF dans le cadre du réexamen VD3 900 et sur sa cohérence avec la Règle Fondamentale de Sûreté EPS (RFS 2002-01). L'IRSN considère qu'EDF a appliqué de manière satisfaisante les préconisations de cette RFS, tant pour la mise à jour de l'EPS1 du palier CPY que pour la création de l'EPS1 du palier CPO, mais que le « domaine de couverture » (l'ensemble des scénarios considérés) de l'EPS de référence doit être complété.

Concernant les résultats de l'EPS1, EDF s'est fixé comme objectif probabiliste une fréquence de fusion du cœur de 10^{-5} par tranche et par an (lors du précédent réexamen de sûreté du palier 900 MWe, l'objectif probabiliste qu'EDF s'était fixé, pour la première application de l'EPS1, était de $5.10^{-5}/\text{tr.an}$; le nouvel objectif vise à prendre en compte les améliorations déjà apportées aux installations et à progresser dans la diminution des risques). Le choix de cet objectif a conduit à retenir quelques modifications matérielles.

D'une manière générale, l'IRSN estime, sur la base de ses propres études probabilistes, que la probabilité globale de fusion du cœur d'un réacteur d'une tranche de 900 MWe, telle qu'évaluée par EDF, correspond bien à l'état de conception des installations et aux connaissances les plus récentes. L'IRSN considère donc que l'objectif visé par EDF pour ce réexamen a bien été atteint mais il a néanmoins recommandé la mise en œuvre d'une modification visant à réduire le risque de fusion du cœur avec bipasse du confinement en cas de rupture du circuit de refroidissement de la barrière thermique d'un des groupes motopompes primaires. Cette modification, une fois réalisée, contribuera à une réduction significative du risque d'occurrence de ce type de scénario.

ETUDES PROBABILISTES DE SURETE DE NIVEAU 2

Les EPS de niveau 2 ont pour objectif d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets hors de l'enceinte de confinement en situation d'accident grave. Le réexamen de sûreté VD3 900 a permis la première utilisation par EDF d'EPS de niveau 2 (paliers CPY et CPO) dans le cadre de l'analyse de sûreté et l'IRSN a noté cette avancée avec satisfaction.

L'objectif d'EDF était principalement de démontrer le respect des objectifs probabilistes globaux qu'il s'est fixés a priori dans son référentiel « accidents graves ». A cet égard, l'IRSN a estimé que ces objectifs probabilistes devront être réévalués et justifiés en tenant compte de l'importance de la cinétique des rejets associés aux différents types de scénarios d'accidents et en distinguant les rejets dans le sol après traversée du radier des rejets atmosphériques.

A la lumière des résultats de son EPS de niveau 2, EDF a conclu que les voies de rejets prépondérantes en termes de fréquence sont les suivantes :

- le percement du radier de l'enceinte, survenant plus de 24 heures après la défaillance de la cuve, pouvant induire des rejets gazeux à long terme ainsi qu'une pollution des sols ;
- une défaillance des trois barrières de confinement (gaines du combustible, circuit primaire et enceinte de confinement) due à un accident de dilution hétérogène*, pouvant induire des rejets importants à court terme ;
- une perte d'étanchéité de l'enceinte au niveau des brides du tampon d'accès des matériels pour les enceintes du palier CPY et au niveau de la peau d'étanchéité pour les enceintes du palier CP0, due à un phénomène énergétique du type combustion d'hydrogène ou échauffement direct* de l'enceinte.

*une dilution hétérogène correspond à l'injection d'eau à une concentration en bore faible voire nulle dans une partie du circuit primaire. La réactivité du cœur étant notamment contrôlée par le bore en solution dans le fluide primaire, ce bouchon « d'eau claire », s'il est envoyé dans le cœur, pourrait conduire à une accélération importante de la réaction en chaîne et produire un accident dit de réactivité.

* échauffement direct de l'enceinte : en cas de fusion du cœur, si une rupture du fond de la cuve survient alors que la pression dans la cuve excède environ 15 à 20 bar, un mélange de vapeur d'eau et de combustible fondu peut être éjecté dans le puits de cuve, puis dans les compartiments de l'enceinte. Ce phénomène dynamique (réactions chimiques et rayonnement thermique) a pour effet de chauffer l'atmosphère de l'enceinte en quelques secondes. Il augmente ainsi brutalement sa pression, d'où le nom d'échauffement direct de l'enceinte.

L'analyse de l'IRSN a mis en évidence certains points qui méritent une attention particulière, notamment :

- la possibilité d'inétanchéités initiales des enceintes de confinement au niveau des traversées ;
- les difficultés d'application du guide d'intervention en cas d'accident grave, les prescriptions qui y figurent ne pouvant pas être optimales pour l'ensemble des scénarios considérés dans l'étude ;
- le risque de rupture de la cuve en pression dans les situations où les soupapes de sûreté ne parviendraient pas à dépressuriser suffisamment le circuit primaire ;
- le risque de perte d'étanchéité du confinement à court terme en cas d'explosion de vapeur dans le puits de cuve.

Au terme de son analyse, l'IRSN considère que les méthodes et hypothèses retenues par EDF pour réaliser ses études sont adaptées à la démonstration du respect d'objectifs globaux ; il souligne néanmoins que certaines hypothèses doivent être consolidées et que le développement des EPS de niveau 2 devra être poursuivi par EDF dans le but d'améliorer la gestion des accidents graves en hiérarchisant les différents scénarios.

DEFAILLANCE PASSIVE DES CIRCUITS DE SAUVEGARDE

Pour les réacteurs en exploitation, les règles d'étude des situations accidentelles de dimensionnement imposent de considérer une défaillance passive (c'est-à-dire affectant les équipements statiques, tels que les tuyauteries) des circuits de sauvegarde après 24 heures de fonctionnement, correspondant à une fuite de 200 litres/minute isolable en 30 minutes. Une étude a été réalisée afin d'examiner les conséquences sur l'efficacité de ces circuits et sur l'environnement, d'une défaillance passive plus sévère analogue à celle retenue pour la conception du réacteur EPR.

Cet examen a permis de vérifier que la prise en compte de cette hypothèse plus contraignante ne met pas en cause la disponibilité des équipements nécessaires à la gestion des situations accidentelles et ne conduit pas à une augmentation des rejets dans l'environnement associés à ces situations.

RUPTURE DE TUBES DE GENERATEUR DE VAPEUR

L'accident de rupture d'un ou plusieurs tubes de générateur de vapeur (RTGV) reste l'un des accidents jugés les plus probables en dépit des nombreuses dispositions prises par EDF pour en prévenir l'occurrence.

Une RTGV entraîne une fuite de fluide primaire dans le circuit secondaire pouvant aller jusqu'au remplissage complet puis au débordement dans l'environnement du générateur de vapeur (GV) affecté par la rupture. Si les rejets de fluide primaire dans l'environnement sous forme de panache de vapeur sont possibles, il convient de les limiter et surtout d'éviter des rejets d'eau.

Aussi, lors de la définition des sujets du réexamen VD3 900, il a été retenu qu'EDF étudierait des modifications visant à prévenir le débordement d'eau à partir d'un GV affecté d'une RTGV.

EDF a proposé d'une part de modifier les conditions de fonctionnement du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG), afin de permettre un isolement précoce de l'alimentation en eau du GV affecté, d'autre part de modifier la conduite appliquée dans une situation de RTGV, afin de pouvoir annuler au plus vite la fuite du circuit primaire par équilibrage des pressions entre le GV affecté et le circuit primaire.

L'IRSN estime que ces modifications, même si elles ne permettent pas « d'éliminer pratiquement » le risque de rejet d'eau, permettront aux opérateurs de disposer d'un délai supplémentaire suffisant pour réaliser les premières actions permettant d'éviter ce phénomène, qui sont déterminantes dans la conduite lors d'un tel accident.

CAPACITE FONCTIONNELLE DES MATERIELS UTILISES DANS LES SITUATIONS « HORS DIMENSIONNEMENT »

L'utilisation des études probabilistes de sûreté et le retour d'expérience ont amené EDF à considérer des situations accidentelles non considérées lors du dimensionnement initial, dites complémentaires, pouvant notamment résulter d'agressions internes ou externes, ou de cumuls de défaillances. Des dispositions permettant de faire face à ces situations ont été mises en place pour réduire la probabilité de tels événements ou en ramener les conséquences à un niveau en rapport avec leur probabilité. Les situations complémentaires ainsi traitées sont dites « hors dimensionnement » (« H »), pour les défaillances simultanées de voies redondantes des systèmes importants pour la sûreté ou de défaillances de matériels sollicités à long terme après un accident de perte de réfrigérant primaire, ou « ultimes » (« U »), pour les différents modes plausibles de dégradation de l'enceinte.

Dans le cadre du réexamen VD3 900, EDF a vérifié la capacité fonctionnelle des matériels dont le fonctionnement est prévu dans ces situations complémentaires, au regard de :

- leur accessibilité en situation accidentelle, pour les actions à réaliser en local,
- leur qualification aux conditions ambiantes (température, humidité, pression, irradiation) dans les situations considérées,
- la perte des fonctions « support » participant à l'accomplissement de leur mission,
- l'adéquation des performances de ces matériels et de la conduite associée aux objectifs visés.

Les études réalisées par EDF ont permis d'identifier des dispositions matérielles complémentaires ainsi que des évolutions de conduite post-accidentelle à mettre en place. Ces études ont été jugées acceptables par l'IRSN.

INFORMATIONS UTILISEES POUR LA SURVEILLANCE POST-ACCIDENTELLE

L'accident survenu à la centrale nucléaire de Three Mile Island (USA) en 1979 a confirmé qu'un cumul de défaillances matérielles et humaines peut conduire à la fusion du cœur d'un réacteur à eau sous pression. De nombreux enseignements ont été tirés de cet accident, dont notamment l'insuffisance des procédures de conduite alors utilisées, fondées sur une approche événementielle, c'est-à-dire adaptées à un événement initiateur unique et bien identifié.

En France, il a alors été décidé de revoir toutes les procédures de conduite accidentelle pour les faire évoluer vers une conduite fondée sur l'Approche Par États (APE). La conduite à tenir par les opérateurs est, selon cette approche, adaptée à l'état du réacteur évalué en permanence par la surveillance de plusieurs paramètres physiques, indépendamment de l'événement initiateur.

L'IRSN a examiné la démarche mise en œuvre par EDF pour vérifier la complétude des informations disponibles pour la surveillance post-accidentelle utilisée dans la conduite APE. Plus particulièrement, EDF a :

- établi la liste des informations qui permettent le choix d'une stratégie adaptée de l'APE, limitée en pratique aux mesures caractérisant les états du réacteur vis-à-vis des trois fonctions fondamentales de sûreté (maîtrise de la réactivité, évacuation de l'énergie produite par le combustible, confinement des produits radioactifs) et faisant l'objet d'exigences spécifiques ;
- analysé la conduite prévue dans les études des accidents du domaine de dimensionnement, afin d'identifier les instrumentations importantes pour la sûreté nécessaires dans ces situations ;
- analysé la « robustesse » des procédures de conduite APE à l'égard des pertes d'informations afin de vérifier que l'absence d'une information ne risque pas d'entraîner des actions inopportunes.

Plusieurs écarts ont été détectés lors de l'examen de la conformité des informations aux exigences de sûreté associées et feront l'objet de modifications prévues par EDF, jugées satisfaisantes par l'IRSN.

CONCEPTION ET DIMENSIONNEMENT DES SYSTEMES ET DES OUVRAGES DE GENIE CIVIL

La conception et le dimensionnement de certains systèmes et ouvrages ont été examinés lors de ce réexamen, au regard du retour d'expérience disponible, des différentes missions qui leur sont attribuées et des critères définis lors des études d'accidents et des règles déterministes de conception.

VERIFICATION DE LA CONCEPTION DES OUVRAGES DE GENIE CIVIL

Lors du précédent réexamen de sûreté, une vérification des ouvrages de génie civil avait été réalisée afin d'identifier d'éventuels défauts de réalisation non détectés précédemment et de déterminer les traitements à mettre en œuvre. Cependant, compte tenu de la découverte par l'IRSN d'une non-conformité des ancrages au sol des réservoirs du circuit d'injection de sécurité à Bugey, l'ASN a demandé à EDF de mettre en œuvre, lors du présent réexamen, une démarche de vérification de la validité des hypothèses, des critères de conception et des méthodes de dimensionnement des ouvrages de génie civil et des systèmes qui leur sont associés, en particulier ceux dont l'importance pour la sûreté est jugée prépondérante.

La démarche mise en œuvre par EDF, jugée satisfaisante par l'IRSN, a conduit à examiner un nombre important d'ouvrages et de structures de génie civil, de manière complémentaire aux études menées dans d'autres cadres. Ces vérifications ont permis d'apprécier la robustesse des méthodes de dimensionnement, de réalisation et d'entretien des ouvrages de génie civil importants pour la sûreté et donc de vérifier leur aptitude à remplir les fonctions de sûreté qui leur sont dévolues.

L'IRSN considère que le programme d'actions défini à la suite de ces examens, ainsi que les modifications de mise en conformité prévues, sont satisfaisants.

FONCTIONNEMENT DU SYSTEME DE MESURES DE LA RADIOACTIVITE

Le système de mesures de la radioactivité (KRT), qui comprend des moyens de mesure nécessaires pour vérifier le respect de certaines exigences de sûreté, de radioprotection et de protection de l'environnement, a fait l'objet, dès 1994, d'un programme d'améliorations visant à renforcer sa fiabilité. Toutefois, le retour d'expérience de fonctionnement et d'exploitation du système KRT montrait encore, au début des années 2000, un taux de défaillances élevé.

Aussi, dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 900, l'ASN a demandé qu'EDF réalise une revue technique du système KRT selon deux approches :

- la recherche d'améliorations de la fiabilité de certains composants de ces systèmes de mesure pour en diminuer le taux d'indisponibilité ;
- l'examen du caractère suffisant des informations fournies par ces systèmes de mesure au regard des exigences en matière de mesures de la radioactivité, ainsi qu'une réévaluation des exigences de conception et de sûreté de ces systèmes.

Ces analyses, menées sous différents aspects (retour d'expérience concernant la fiabilité et l'exploitation, conséquences du vieillissement, adaptation des exigences, prévention des risques d'exposition des travailleurs aux rayonnements ionisants...) ont conduit EDF à définir plusieurs modifications de ces systèmes de mesure, visant en particulier à en accroître la fiabilité.

L'IRSN considère que les études réalisées et les actions mises en œuvre sont satisfaisantes, et souligne l'importance de la prise en compte par EDF du retour d'expérience d'exploitation pour anticiper les dysfonctionnements et les risques associés au vieillissement des composants sensibles des systèmes de mesure KRT.

VERIFICATION DES CAPACITES FONCTIONNELLES DU SYSTEME D'INJECTION DE SECURITE

Le système d'injection de sécurité (RIS) est l'un des systèmes de sauvegarde du réacteur. Il a pour principale fonction d'envoyer de l'eau de refroidissement dans le cœur du réacteur, notamment dans le cas d'une brèche du circuit primaire, afin de rendre et de maintenir le cœur du réacteur sous-critique et d'assurer son refroidissement. Les performances des divers moyens d'injection qui composent le système RIS participent de façon déterminante à la démonstration de sûreté. La reprise des études d'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP), les évolutions apportées à la conception et à la conduite du systèmes RIS, ainsi que la détection,

lors d'essais périodiques, de non-conformités affectant ce système, ont motivé une réévaluation, dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 900, des capacités fonctionnelles de ce système à l'égard de ses différentes missions.

Pour vérifier la capacité du système d'injection de sécurité (RIS) à remplir ses missions, EDF a étudié les aspects suivants :

- la détermination des débits injectés dans le circuit primaire en fonction notamment de la pression dans ce dernier et des caractéristiques hydrauliques des pompes et des différents circuits ;
- la représentativité des essais périodiques réalisés en regard de toutes les configurations du système RIS envisageables en situation accidentelle et la pertinence des critères d'essais associés ;
- les éventuels « effets falaise* » sur les études de sûreté, sur la base d'études de sensibilité aux caractéristiques des moyens d'injection et à leur conduite.

* effet falaise : brusque aggravation des conséquences en fonction du franchissement, même léger, d'un seuil par un paramètre donné.

Les résultats de ces études permettent globalement de conclure au caractère approprié des caractéristiques du circuit RIS au regard des exigences de sûreté qui lui sont associées, sans nécessiter de modification.

FIABILISATION DE LA FONCTION DE RECIRCULATION

En cas de brèche du circuit primaire d'un réacteur, le maintien du refroidissement est assuré par le système d'injection de sécurité (RIS). En parallèle, le système d'aspersion dans l'enceinte (EAS) fonctionne afin notamment de réduire la pression dans le bâtiment du réacteur. Après que la réserve d'eau borée (1600 m³) utilisée par le circuit RIS est épuisée, les systèmes RIS et EAS fonctionnent en circuit fermé en aspirant l'eau recueillie dans les puisards situés en partie basse du bâtiment du réacteur. Cette configuration des systèmes permet le refroidissement du combustible sur de longues durées.

En 1992, un colmatage partiel des filtres des puisards a été observé lors d'un événement sans conséquence grave sur la sûreté qui a affecté un réacteur nucléaire à eau bouillante de la centrale nucléaire suédoise de Barsebäck, d'une technologie différente de celle des réacteurs à eau sous pression.

Les enseignements tirés de cet événement ont montré que les débris produits dans l'enceinte de confinement sous l'effet de l'impact du jet, sortant par une brèche, sur les équipements et les structures (calorifuges, poussières particules de béton, peinture...) pouvaient parvenir jusqu'aux grilles de filtration des puisards, destinées à protéger les équipements situés en aval tels que les pompes. L'obstruction de ces grilles entraînerait une augmentation des pertes de charge à l'aspiration des pompes et des risques de dysfonctionnement des systèmes de sauvegarde.

A l'initiative de l'IRSN, un important programme d'études et de recherches sur les phénomènes de colmatage a été engagé en 1997 ; les résultats obtenus ont conduit à retenir en 2003 un réexamen du dimensionnement des puisards à l'égard du risque de colmatage dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 900. EDF a pris dès 2004 la décision de modifier la conception des filtres, et le déploiement de cette modification sur l'ensemble des réacteurs sera achevé en 2009.

A la lumière des nouvelles connaissances acquises sur le sujet et grâce notamment aux nombreuses expérimentations réalisées entre 1999 et 2003, l'IRSN a examiné en 2004 les règles et hypothèses de conception qu'EDF prévoyait de retenir pour les nouveaux dispositifs de filtration.

Les études engagées par EDF ont permis de caractériser le spectre des débris susceptibles de se trouver en amont des filtres après une brèche du circuit primaire et de modifier la filtration des puisards en conséquence, ce qui assure, en l'état actuel de l'instruction, une amélioration importante de la fiabilité de cette fonction.

Dans le cadre du réexamen VD3 900, les principaux sujets traités ont concerné :

- le risque de colmatage, par des phénomènes physiques et chimiques (effets amont), des dispositifs de filtration situés dans les puisards au fond de l'enceinte, ce colmatage conduisant à un accroissement de la perte de charge des filtres,
- la hauteur d'eau minimale dans les puisards nécessaire pour que la recirculation puisse fonctionner,
- le passage de débris non retenus par les filtres dans les circuits RIS et EAS, ainsi que dans le réacteur (effets aval).

Concernant les effets chimiques, la hauteur d'eau minimale au fond de l'enceinte ainsi que les « effets aval », plusieurs études sont en cours chez EDF et l'IRSN poursuit son instruction.

FIABILITE DU SYSTEME DE REFROIDISSEMENT DE LA PISCINE DE DESACTIVATION DES COMBUSTIBLES IRRADIES

La piscine de désactivation du bâtiment du combustible (BK) permet d'une part d'entreposer les combustibles usés dans l'attente que leur puissance résiduelle soit suffisamment faible pour permettre leur évacuation vers l'usine de traitement de ces combustibles, d'autre part d'accueillir temporairement du combustible neuf ou déjà irradié lors des arrêts de tranche, dans l'attente de son chargement pour le cycle suivant. La sûreté de cet entreposage repose notamment sur le respect des hypothèses retenues pour dimensionner les systèmes de refroidissement des piscines.

En 1994, l'IRSN avait mis en évidence des écarts entre les hypothèses de conception fixées dans le rapport de sûreté des tranches et les conditions réelles d'exploitation, en arrêt de tranche, des systèmes de refroidissement de la piscine. C'est pourquoi la sûreté de l'entreposage des combustibles irradiés en piscine de désactivation a déjà fait l'objet d'une instruction spécifique par l'IRSN en 2002. Si les études menées à cette occasion ont conduit à renforcer les dispositions prises dans les installations à l'égard des accidents de perte totale de refroidissement de l'eau de la piscine de désactivation, des risques particuliers découlant de certains initiateurs de vidange accidentelle des piscines ont été mis en évidence.

Aussi, dans le cadre du réexamen VD3 900, l'IRSN a examiné les études réalisées par EDF destinées à évaluer :

- les conséquences du dénoyage d'un assemblage combustible en cours de manutention dans le bâtiment du combustible en termes de rejets radioactifs induits,
- les probabilités des différents initiateurs d'un accident de vidange à cinétique rapide de la piscine de désactivation,
- la conduite à appliquer en cas d'amorçage d'une vidange de la piscine de désactivation,

- les éventuelles modifications qui permettraient de renforcer la prévention d'une vidange accidentelle ou de réduire ses conséquences.

Dans ce cadre, une évaluation effectuée par l'IRSN et présentée au Groupe permanent pour les réacteurs nucléaires en avril 2005 avait déjà mis en évidence la nécessité qu'EDF définisse plusieurs modifications destinées à « pratiquement éliminer » certains scénarios initiateurs possibles d'une vidange accidentelle et à renforcer les mesures de prévention, par des moyens techniques et organisationnels.

EDF a défini plusieurs modifications de nature à améliorer la gestion de certains scénarios de vidange et a présenté, pour les scénarios de vidange rapide, des études complémentaires visant à démontrer le caractère suffisant des dispositions prévues. En particulier, EDF a mené une étude afin d'évaluer le délai disponible pour mettre en position sûre un assemblage combustible en cours de manutention et de définir, si besoin, des modifications pour garantir que ce délai peut être respecté. EDF a également réalisé une étude probabiliste pour conforter sa démonstration.

L'IRSN a considéré que la démonstration apportée par EDF, qui postule l'efficacité d'une série de lignes de défense de natures organisationnelle, matérielle et conceptuelle, devra encore être confortée pour pouvoir considérer que les scénarios de vidange accidentelle rapide sont « pratiquement éliminés ». L'IRSN poursuit actuellement l'instruction des éléments complémentaires présentés par EDF depuis le début de l'année 2009.

EXAMEN DE CONFORMITE DES TRANCHES

L'IRSN estime que l'examen de conformité des tranches constitue une étape importante du réexamen de sûreté : si les études de conformité permettent déjà de vérifier que la conception, le dimensionnement et les dispositions d'exploitation des installations sont satisfaisants en regard des objectifs et exigences de sûreté retenus, l'examen de conformité des tranches permet de s'assurer que l'état réel de chaque installation est conforme aux éléments de conception sur la base desquels les différentes études sont réalisées, et de conforter ainsi le niveau de sûreté évalué.

En préalable à la réalisation des contrôles prévus au titre de l'examen de conformité des tranches de 900 MWe, l'IRSN a évalué dans un premier temps la pertinence et l'exhaustivité de la démarche proposée par EDF pour élaborer son programme de contrôles, et a formulé, en 2005, plusieurs recommandations portant sur des compléments à apporter, notamment par une extension du programme des contrôles aux sujets « tenue aux séismes du tube de transfert » et « risques de criticité ».

Ainsi, sur la base de l'évaluation par l'IRSN des sujets proposés par EDF en 2004, l'ASN a demandé à EDF de retenir la réalisation de contrôles concernant les sujets suivants :

- génie civil : bilan de l'application des programmes de maintenance applicables aux structures de génie civil importantes pour la sûreté et contrôles des bâtiments et ouvrages non contrôlés lors du précédent examen de conformité des tranches de 900 MWe ;
- ancrages : vérification de la conformité aux plans d'exécution et de l'adéquation de la maintenance des ancrages des équipements requis pour assurer le repli et le maintien du réacteur en état sûr en cas de séisme majoré de sécurité ;
- séisme « événement » : contrôles de la conformité des modifications conçues et réalisées localement par les exploitants en regard des exigences définies dans la démarche séisme « événement », qui vise à vérifier qu'il n'y a pas de risque d'agression de matériels importants pour la sûreté classés au séisme par des matériels non classés au séisme ;
- capacité fonctionnelle des matériels utilisés dans les procédures incidentelles : vérification de la mise en œuvre sur chaque site d'une organisation garantissant la capacité fonctionnelle de ces matériels, et vérification de la disponibilité de l'ensemble des matériels mobiles nécessaires et des gammes de montage associées ;
- supportages des chemins de câbles : vérification de la tenue au séisme majoré de sécurité des chemins de câbles surchargés, par le recensement des défauts de réalisation et le contrôle des reprises d'efforts ;
- confinement et ventilation : vérification de l'étanchéité des locaux (trémies, portes, siphons de sol...) et contrôles des gaines de ventilations de grande importance pour la sûreté ;

- prévention des risques de criticité : vérification de l'existence des dispositions techniques et administratives associées, ainsi que de la conformité des dispositions mises en œuvre ;
- inondations externes : vérification de la conformité des travaux réalisés dans le cadre du retour d'expérience « inondation de la centrale du Blayais » ;
- tenue aux séismes du tube de transfert : vérification de la tenue du tube de transfert reliant les piscines du bâtiment du réacteur et du bâtiment du combustible, aux sollicitations d'un séisme ou des tassements différentiels du sol entre bâtiments ;
- protection contre l'incendie : bilan des actions restant à réaliser dans le cadre du déploiement du « plan d'actions incendie ».

L'IRSN a examiné chacun de ces sujets et considère, d'une manière générale, que le périmètre, la nature et la représentativité des vérifications prévues sont satisfaisants au regard des objectifs visés. L'IRSN note toutefois que certains contrôles sont limités à une vérification documentaire ou à la réalisation d'actions déjà programmées dans d'autres cadres.

L'ensemble des contrôles de l'examen de conformité des tranches débute environ 3 ans avant la VD3 de chaque tranche et s'achève au plus tard lors de l'arrêt pour VD3, au cours duquel les modifications nécessaires à la mise en conformité des installations sont réalisées. Les premiers résultats de cet examen de conformité seront donc disponibles à la fin de 2009.

PROGRAMME D'INVESTIGATIONS COMPLEMENTAIRES

Le programme d'investigations complémentaires (PIC) retenu consiste à examiner, par sondage, des matériels passifs (canalisations, réservoirs) non contrôlés au titre des programmes de maintenance, des contrôles réglementaires (appareils à pression) ou des contrôles particuliers effectués à l'occasion de la mise en évidence d'écarts ou de problèmes génériques ou spécifiques.

Les contrôles réalisés au titre du PIC portent, dans le cadre d'une démarche de défense en profondeur, sur des zones considérées comme non sensibles lors des études de conception. Ils visent à vérifier qu'il n'y a pas de phénomènes pouvant mettre en cause la sûreté qui n'auraient pas été traités au stade de la conception, que les hypothèses retenues à la conception restent valides, et que les dispositions de maintenance et de surveillance existantes sont suffisantes pour assurer un fonctionnement des installations pour une durée d'au moins 40 ans avec un niveau de sûreté satisfaisant.

Les contrôles retenus au titre du PIC associé au réexamen VD3 900 complètent les contrôles réalisés lors du PIC VD2 900 sur les équipements suivants :

- circuit primaire principal (CPP),
- circuits secondaires principaux (CSP),
- tuyauteries, bâches et échangeurs hors CPP et CSP.

Par ailleurs, au titre de la démarche de maîtrise du vieillissement des tranches, des contrôles portant sur les enceintes de confinement et sur les ouvrages de génie civil ont été définis par EDF à la demande de l'ASN. Les structures et équipements qui pourraient s'avérer sensibles au vieillissement dans les domaines de l'électricité, de la robinetterie, des machines tournantes, du levage, de la protection contre l'incendie ainsi que des automatismes ont également été examinés afin de définir les contrôles opportuns : il est apparu que les contrôles nécessaires sont en fait déjà réalisés soit dans l'un des programmes du PIC (génie civil, CPP...), soit dans un autre cadre.

Les résultats de l'ensemble de ces contrôles permettront de compléter les conclusions des dossiers d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (DAPE) des tranches.

L'IRSN a analysé les contrôles des tuyauteries, bâches et échangeurs hors CPP et CSP. L'IRSN considère que la démarche, le périmètre et la nature des contrôles sont satisfaisants. En revanche, le choix des sites et des tranches contrôlés devra être conforté vis-à-vis des isométries particulières (les cheminements et les « tracés » des tuyauteries pouvant différer d'un réacteur à l'autre) et de la sensibilité de certains équipements situés à l'extérieur des installations et soumis à un environnement marin.

MAITRISE DU VIEILLISSEMENT - DOSSIERS D'APTITUDE A LA POURSUITE DE L'EXPLOITATION

En mars 2008, EDF a transmis le dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (DAPE) du réacteur n°1 de la centrale du Tricastin, qui sera le premier des réacteurs de 900 MWe à faire l'objet d'une troisième visite décennale. Ce DAPE a été élaboré sur la base de la méthode générale proposée par EDF pour assurer la gestion du vieillissement, évaluée par l'IRSN en 2003 et en 2006.

La démarche générale suivie par EDF a principalement consisté à identifier les systèmes, composants et structures importants pour la sûreté pour lesquels un mode de vieillissement pourrait, entre 30 et 40 ans d'exploitation, dégrader leurs performances ou leur fiabilité et ainsi avoir des effets sur la sûreté de l'installation. Parmi environ 15 000 équipements et structures examinés, 500 couples « équipement - mode de vieillissement » ont été retenus, donnant lieu pour chacun d'entre eux à la création d'une fiche d'analyse du vieillissement (FAV) définissant les actions d'exploitation ou de maintenance nécessaires. Enfin, les équipements pour lesquels des FAV dites « sensibles » ont été créées (effets significatifs du vieillissement sans action de prévention ou de limitation des conséquences possible, ou surveillance difficile) ont fait l'objet de « DAPE matériels génériques », dans lesquels des programmes de maîtrise du vieillissement particuliers sont proposés. 12 équipements sont concernés, dont la cuve, l'enceinte de confinement, les systèmes de contrôle-commande...

Ainsi, conformément à la démarche retenue, EDF a mené les actions suivantes pour élaborer le DAPE de tranche du réacteur n°1 de la centrale de Tricastin :

- recensement des spécificités locales en termes de conception, de fabrication, de réalisation et d'exploitation non prises en compte lors de l'élaboration des DAPE matériels génériques ou des FAV, et création, le cas échéant, de nouvelles FAV,
- analyse de la situation de l'installation (composants et structures) en termes de conception, d'état, d'exploitation et de maintenance, et vérification de l'adéquation des dispositions identifiées dans les FAV et les DAPE matériels génériques pour assurer la maîtrise du vieillissement,
- définition d'un programme de maîtrise du vieillissement adapté à la situation de la tranche.

Au terme de son analyse, l'exploitant a conclu que les dispositions qu'il a prévu de mettre en œuvre pour maîtriser le vieillissement de son installation permettraient, sous réserve des résultats des contrôles restant à réaliser lors de l'arrêt pour troisième visite décennale, de poursuivre l'exploitation de la tranche jusqu'à 40 ans dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

L'IRSN a noté que la tranche 1 de la centrale du Tricastin présente peu de spécificités propres à une conception ou à une exploitation particulière, hormis pour ce qui concerne la source froide. Aussi, les dispositions de

surveillance, de contrôle et de maintenance prévues par les DAPE matériels génériques et par les FAV, complétées le cas échéant par des dispositions locales, sont applicables. L'IRSN a considéré que l'appropriation de la démarche générale par l'exploitant de la centrale de Tricastin est satisfaisante. L'IRSN a toutefois souligné que d'une part des contrôles locaux, réalisés notamment au titre de l'examen de conformité, du programme d'investigations complémentaires et des programmes de contrôles et de maintenance décennaux, doivent encore conforter l'état des matériels et structures concernés, d'autre part certaines études relatives à la démarche générale nécessitent encore des compléments dont les conclusions devront être prises en compte dans les DAPE de tranche.

Le rapport de réexamen de sûreté du réacteur n°1 du Tricastin, que l'exploitant est tenu de transmettre réglementairement six mois après le redémarrage du réacteur et les DAPE « génériques » feront l'objet d'un examen détaillé de la part de l'IRSN.

CONCLUSION DU REEXAMEN DE SURETE VD3 900

Depuis son lancement en 2002, le réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe a mobilisé d'importants moyens, compte tenu des nombreux objectifs de sûreté réévalués ainsi que du volume d'études induit, tant chez EDF pour réaliser les études qu'à l'IRSN pour les examiner. De nombreux experts ont ainsi été mobilisés durant plusieurs années.

En novembre 2008, le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires s'est réuni pour donner un avis sur le bilan du réexamen VD3 900, préalablement aux premiers arrêts des réacteurs pour leurs troisièmes visites décennales, sur la base de l'évaluation par l'IRSN :

- des études de conformité et de réévaluation menées et des compléments apportés après le premier bilan intermédiaire de 2005,
- des modifications et des améliorations dont la mise en œuvre est prévue sur les tranches,
- des évolutions des exigences de sûreté qui résultent du réexamen de sûreté ou d'études menées dans d'autres cadres et prises en compte dans le référentiel de sûreté post-VD3 900,
- de l'actualisation de la démonstration de sûreté pour les tranches de 900 MWe,
- d'une manière générale, du caractère suffisant et de l'adéquation des études et des actions entreprises en regard des objectifs fixés lors du cadrage du réexamen VD3 900 en 2003.

L'IRSN considère que le nouveau référentiel d'exigences de sûreté, qui sera applicable aux réacteurs de 900 MWe après leurs troisièmes visites décennales et prise en compte des évolutions résultant des dernières études menées et des modifications prévues, est satisfaisant.

Tout d'abord, l'IRSN considère que ce réexamen de sûreté a permis, grâce à l'amélioration des connaissances sur l'état des installations de 900 MWe, de mieux en apprécier le niveau de sûreté et de le conforter avec une confiance renforcée. Ensuite, certaines études ont mis en évidence des domaines dans lesquels des améliorations étaient souhaitables ; elles se sont traduites par des modifications matérielles ou d'exploitation (évolution de règles de conduite du réacteur, amélioration de la maintenance ou des contrôles...), dont la mise en place sur les réacteurs va débiter au printemps 2009.

Parmi les améliorations décidées au cours de ce réexamen, on peut notamment citer celles relatives aux agressions externes et aux agressions internes (renforcements sismiques, réduction des risques d'explosion d'hydrogène à l'intérieur des bâtiments, renforcement de l'autonomie et de la protection des sites en cas d'agression climatique ou externe).

Les résultats des études probabilistes de sûreté de niveau 2 (qui permettent d'évaluer les probabilités de relâchement de produits radioactifs dans l'environnement au-delà de la fusion du cœur) utilisées pour la première fois dans un réexamen de sûreté en France, les développements d'études relatives aux accidents graves ainsi que l'évaluation des performances du confinement en situation post-accidentelle (en particulier l'enceinte du réacteur), ont permis l'amélioration des connaissances et de la compréhension des phénomènes pouvant survenir, et ainsi de mettre en œuvre des dispositions pour gérer ces situations et de réduire les conséquences d'un accident grave en termes de rejets radiologiques dans l'environnement.

Par ailleurs, la mise à jour des études probabilistes de sûreté de niveau 1, qui visent à évaluer les probabilités des séquences accidentelles menant à une fusion du cœur afin de définir des efforts prioritaires d'amélioration des matériels ou fonctions contribuant de manière prépondérante à la probabilité globale de fusion d'un réacteur, a permis de considérer que le niveau de sûreté des réacteurs est satisfaisant.

Enfin, la reprise de certaines études de situations accidentelles avec de nouvelles méthodes ou de nouveaux objectifs, a conduit à définir des modifications permettant de « pratiquement éliminer » certaines situations, telles que la rupture fragile de la cuve du réacteur dans les domaines d'exploitation où ce risque est présent. Toutefois, l'évaluation des études relatives aux scénarios de vidange accidentelle des piscines n'a pas permis de conclure que le risque de découverture d'éléments combustible stockés en piscine était « pratiquement éliminé » et des études sont poursuivies sur ce point.

L'IRSN souligne enfin que l'appréciation du niveau de sûreté réel de chaque réacteur doit être complétée en tenant compte des résultats de l'ensemble des contrôles et des travaux de modifications qui seront réalisés au cours des arrêts pour troisième visite décennale.