

**Groupe de travail ANCCLI-IRSN « réexamen de sûreté des réacteurs »
Compte-rendu de la réunion du 3 avril 2014**

CLI-ANCCLI : Joël AUDIGE, Claude BARBAY, Yves BARON, Jérôme BARS, Dominique BOUTIN, Robert CLAR, André COPIN, Alain CORREA, Michel DEMET, Marco DI GIACOMO, Michel EIMER, Mathieu ESTEVAO, Pierre GAILLARD, Suzanne GAZAL, Yves LHEUREUX, Anne-Laure MACLOT, Monique SENE

IRSN : Franck BIGOT, Véronique LEROYER, Thierry PAYEN, Christian PIGNOLET

Excusés : Daniel GENIEZ, Xavier PAULMAZ

1. INTRODUCTION

Depuis 2012, l'ANCCLI et l'IRSN échangent régulièrement sur les dossiers en cours d'instruction par l'IRSN. L'objectif est d'identifier les sujets pouvant intéresser les membres de CLI, afin d'accroître la transparence des travaux de l'IRSN sur ces sujets et de permettre la montée en compétence des CLI. Dans ce cadre, l'ANCCLI et l'IRSN ont souhaité mettre en place un groupe de travail pour échanger sur les sujets de sûreté associés aux visites décennales des réacteurs et à leurs réexamens de sûreté à venir. Il est notamment proposé de discuter des 4èmes visites décennales des réacteurs 900 MWe (VD4-900) dont l'instruction par l'IRSN des orientations commence en 2014.

Au cours de la réunion du 3 avril 2014, l'IRSN a présenté le processus de réexamen de sûreté des réacteurs, le calendrier des VD4-900, ainsi que les principaux enjeux et thématiques de la VD4-900. Les nombreux échanges de la journée ont permis aux représentants des CLI et de l'ANCCLI de souligner les points nécessitant des explications complémentaires et les sujets présentant un intérêt pour de futurs échanges.

Le présent compte-rendu reprend les principaux échanges de la journée.

2. PROCESSUS DE REEXAMEN DE SURETE DES REACTEURS

L'IRSN présente l'objectif des réexamens de sûreté des réacteurs, ainsi que le processus de réalisation de ceux-ci (études génériques et réexamen spécifique de chaque réacteur) et le calendrier des études et instructions en cours et à venir (VD4-900 en particulier). Les transparents sont repris en annexe 1.

Concernant le processus et le calendrier des réexamens de sûreté des réacteurs, les participants font part de leurs interrogations concernant notamment :

- les délais de prise de prescriptions techniques et de réalisation des modifications suite à une visite décennale d'un réacteur,
- les délais entre deux visites décennales qui peuvent paraître trop longs si une modification est jugée nécessaire ; certains pensent que les réexamens de sûreté devraient être réalisés plus régulièrement après 30 ans de fonctionnement,
- le délai d'instruction des études génériques des VD4-900 (plus court que pour les VD3-900) et la suffisance des moyens disponibles (EDF, IRSN et ASN),
- les différences de traitement entre les industries nucléaires et les autres industries « à risque ».
- la possibilité pour EDF de traiter certains écarts et anomalies considérées comme « mineurs » après la réalisation de la visite décennale.

Par ailleurs, les participants font part de la difficulté pour les membres de CLI d'identifier l'importance relative des sujets dans les avis d'experts et les lettres de suite d'inspection.

L'IRSN explique que les modifications décidées lors d'une visite décennale nécessitent généralement de vérifier au préalable qu'elles vont effectivement améliorer le niveau de sûreté du réacteur et ne pas le dégrader. L'objectif d'amélioration du niveau de sûreté appliqué lors des réexamens de sûreté des réacteurs est souvent ambitieux et nécessite un délai suffisant d'étude et de réalisation. L'IRSN rappelle que la démarche adoptée est une démarche d'amélioration continue. Par ailleurs, l'IRSN indique qu'un réexamen conduit généralement à définir une quarantaine de modifications matérielles qui ne peuvent pas toutes être réalisées en même temps. Ces modifications nécessitent en outre souvent de modifier les procédures. Par contre, certaines améliorations jugées importantes peuvent être demandées avant la réalisation de la visite décennale du réacteur. Enfin, l'instruction par l'IRSN des études génériques des VD4-900 sera plus courte que pour les VD3-900 (5 ans au lieu de 7) car des études ont déjà été engagées et anticipées depuis quelques années (notamment sur l'extension de la durée de fonctionnement, le vieillissement, le renouvellement du personnel, ainsi que sur les évaluations complémentaires de sûreté). Cependant, le planning sera effectivement contraint et les examens seront priorisés.

3. PRINCIPAUX ENJEUX ET THEMATIQUES DE LA VD4-900

L'IRSN présente les principaux enjeux et thématiques qui seront abordés dans les VD4-900, dont notamment le maintien de la conformité (maîtrise du vieillissement), l'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs et la prise en compte des évaluations complémentaires de sûreté. Les transparents sont repris en annexe 1.

Maîtrise du vieillissement

Parmi les principaux enjeux et thématiques de la VD4-900, il ressort des discussions que les effets du vieillissement intéressent et préoccupent tout particulièrement les participants. Ils font notamment part de leurs interrogations et réflexions concernant :

- la représentativité des échantillons (ou capsules) embarqués dans la cuve du réacteur,
- les problèmes liés à la fragilisation du matériau de la cuve,
- la possibilité d'utiliser les techniques « classiques », développées par l'industrie « classique », pour le contrôle du vieillissement, notamment dans les zones non soumises aux rayonnements ionisants,
- la recherche effectuée par EDF et l'IRSN sur le vieillissement de la cuve.

L'IRSN indique que les techniques de contrôle et de détection des défauts font l'objet d'une amélioration continue. Les échantillons, embarqués dans la cuve du réacteur, font partie du programme de surveillance des effets de l'irradiation sur les matériaux. Par ailleurs, l'IRSN indique que l'ensemble des soudures des cuves sont contrôlés depuis plusieurs années et que la « zone de cœur » de chaque cuve (zone la plus irradiée) est entièrement contrôlée tous les 10 ans, cette périodicité étant portée à 5 ans pour le réacteur n°1 du Tricastin.

Extension de la durée de fonctionnement des réacteurs

Concernant l'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs, les membres de CLI font part de leurs interrogations et réflexions concernant notamment :

- la possibilité d'atteindre la cible de conception du réacteur EPR pour des réacteurs qui sont plus anciens ; certains jugent cette cible impossible à atteindre, comme par exemple la mise en place d'un récupérateur de corium qui est prévu dans l'EPR, mais qui n'existe pas dans les réacteurs existants ;
- la possibilité de s'appuyer sur un niveau d'exigence défini pour l'EPR alors que celui-ci est théorique et n'a pas fait ses preuves,
- les fortes incertitudes sur la possibilité d'étendre la durée de fonctionnement des réacteurs au-delà de 40 ans,
- l'importance des modifications à réaliser et la question du coût de ces modifications,
- la tenue de la cuve d'un réacteur plus de 40 ans,

Par ailleurs, il est difficile pour les membres de CLI de se faire une opinion lorsque l'exploitant EDF communique sur son souhait de prolonger jusqu'à 60 ans et annonce un

« grand carénage », alors que l'IRSN indique évaluer uniquement le passage de 40 à 50 ans de fonctionnement.

L'IRSN indique que ce sont les objectifs de sûreté de l'EPR qui sont visés, mais que les moyens et dispositions à mettre en place pour atteindre ces objectifs ne sont pas nécessairement identiques à ceux définis dans la conception de l'EPR. De plus, depuis cette conception, la recherche sur les accidents graves notamment a continué et les moyens d'atteindre les objectifs de sûreté associés ont pu évoluer. L'IRSN indique qu'à ce jour, il n'est pas acquis de pouvoir étendre la durée de fonctionnement des réacteurs au delà de 40 ans. La capacité technique à pouvoir respecter les objectifs fixés est vérifiée sur la base d'études en cours et dont les résultats ne sont à ce jour pas connus. Une des exigences est que, pour les accidents de dimensionnement dont la liste va augmenter, des dispositions soient prises pour limiter les conséquences et éviter ainsi d'avoir à mettre en œuvre des actions de protection de la population. A noter que les réflexions sur ce renforcement important du niveau de sûreté avaient déjà commencé avant l'accident survenu à Fukushima (par exemple, sur les aspects inondation suite à l'incident survenu au Blayais en 1999).

Evaluations complémentaire de sûreté

Concernant les évaluations complémentaires de sûreté (ECS), les membres de CLI font part de leurs interrogations et réflexions concernant notamment :

- la gestion de l'eau contaminée (entreposage, traitement...),
- les liaisons entre les réserves d'eau et le réacteur à refroidir,
- la disponibilité des réserves d'eau (par exemple pour une rivière ayant des problèmes d'étiage, ou une nappe phréatique pouvant être affectée par des conduits karstiques),
- le démarrage immédiat et la fiabilité des « diesels de secours ».

L'IRSN indique que les choix de conception des solutions à mettre en œuvre sont en cours d'étude notamment pour en apprécier la fiabilité (fiabilité des réserves d'eau pour certains sites, fiabilité des tuyaux de liaison, optimisation de la quantité d'eau utilisée). Concernant la mise en service des équipements de secours, l'IRSN indique que celle-ci peut être effectuée avec un certain délai sans mettre en danger la sûreté d'un réacteur.

Autres enjeux soulevés par les participants

Un enjeu important souligné par les participants est relatif aux facteurs sociaux, organisationnels et humains (FSOH). Plusieurs aspects sont ainsi soulevés par les participants :

- les liens entre les conditions de travail, la santé psychique et la sûreté,
- l'implication de l'« humain » dans les incidents survenant dans les centrales,
- la connaissance de l'installation par les sous-traitants,
- la possibilité pour les CLI d'interroger les CHSCT sur les aspects FSOH,
- la nécessité de définir et de respecter des équipes minimales de conduites,

- les incohérences entre les informations fournies aux opérateurs en salle de commande et la nécessité de réfléchir à des moyens de vérifier ces informations,
- les modifications du contrôle-commande (passage en numérique effectué ou prévu pour certains réacteurs).

D'autres questionnements sont également mis en exergue par les participants à la réunion :

- les besoins d'amélioration sur les piscines (aspects sûreté, saturation...),
- la vérification de l'étanchéité des trois barrières de confinement, en particulier du circuit primaire,
- la maîtrise du refroidissement du réacteur,
- le renouvellement de gros composants (générateurs de vapeur par exemple),
- le vieillissement des câbles électriques,
- la complexité des systèmes informatiques et le fait qu'il n'est pas possible de prévoir tous les cas de figure à la conception de ces systèmes,
- les contrôles de fabrication (gainés de combustibles, cuves de réacteurs après fabrication),
- la présence de tritium dans les puisards (cas à Penly).

Les aspects économiques sont également abordés lors de la réunion (évaluation coût-bénéfice pour la sûreté notamment l'évaluation du coût de non-réalisation d'une disposition de sûreté, évaluation de l'acceptabilité économique d'une modification, risque de blackout sur les réseaux électriques...). Cependant, il est souligné que ces aspects ne relèvent ni de l'IRSN, ni des CLI.

4. IMPLICATION DES CLI DANS LES VISITES DECENNALES

Plusieurs CLI ont déjà réalisé des expertises dans le cadre des visites décennales des réacteurs qui les concernent. Les participants font part de ces expériences :

- Gestion de l'hydrogène en cas d'accident (CLI Saint-Laurent – étude réalisée par l'INERIS)
- Liens entre incidents et vieillissement (CLIN Paluel-Penly)
- Sous-traitance et formation des intervenants (CLI Chinon)

D'autres actions de CLI relatives notamment à la sûreté des réacteurs sont également citées par les participants : par exemple le travail en cours de la CLI de Nogent avec EDF sur l'accès aux lettres d'EDF de réponse aux lettres de l'ASN établies suite à ses inspections, ou encore le livre-blanc élaboré par les CLI de la Manche suite à l'accident survenu à Fukushima.

Certaines CLI se demandent comment se positionner pour la réalisation d'une expertise par une CLI lors d'une visite décennale :

- A quel moment une CLI peut-elle réaliser une expertise indépendante pour qu'elle soit prise en compte dans la visite décennale ?
- Sur quel(s) sujet(s) ? Comment les choisir ?
- La CLI peut-elle établir des questions ou des recommandations ? Comment la CLI peut-elle se positionner ?
- A qui peut-elle les faire remonter ? (à l'ASN, à l'exploitant ?)
- Faut-il faire vérifier les réponses à l'ASN, à l'IRSN ?
- Comment diffuser ces expertises aux autres CLI ?
- Quelle communication auprès de la population ?

L'ANCCLI envisage de rédiger un guide pour les CLI sur les bonnes pratiques pour leur implication dans les visites décennales. L'ANCCLI indique qu'étant donné la multitude de sujets possibles, il est nécessaire pour chaque CLI de définir ses propres priorités de travail. Il est conseillé de travailler sur des aspects concrets et d'organiser une visite d'installation pendant la visite décennale (à prévoir suffisamment à l'avance), notamment pendant la présence de la « machine d'inspection ». Une convention peut être signée avec EDF afin d'avoir accès aux dossiers (avec éventuellement mention de confidentialité). Enfin, l'ANCCLI peut aider à diffuser ces expertises à toutes les CLI.

5. PERSPECTIVES D'ECHANGES ENTRE LES CLI ET L'IRSN SUR LES REEXAMENS DE SURETE

Des discussions de la journée, il ressort le souhait d'approfondir les processus de mise en conformité et de maîtrise du vieillissement, sur la base d'exemples concrets.

Il est décidé d'un commun accord d'approfondir la maîtrise du vieillissement de la cuve du réacteur, à la fois les aspects méthodologiques et la recherche effectuée afin d'améliorer l'expertise sur ce sujet.

La prochaine réunion du groupe de travail, prévue le 9 septembre 2014, aura pour thème le vieillissement de la cuve d'un réacteur.

Annexe 1 : Présentation du 3 avril 2014

IRSN

INSTITUT
DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Faire avancer la sûreté nucléaire

VD4 900

*Réexamen de sûreté associé
aux quatrièmes visites décennales
des réacteurs de 900 MWe*

- ❖ Processus du réexamen de sûreté des réacteurs
- ❖ Calendrier
- ❖ Enjeux associés aux VD4



PROCESSUS DU

RÉEXAMEN DE SÛRETÉ

DES RÉACTEURS



Processus Réexamen de Sûreté

□ REGLEMENTATION

- ✓ Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 (loi «TSN» codifiée dans le code de l'environnement au 02/03/13)
- ✓ Décret n° 2007-1557 du 02 novembre 2007
- ✓ Arrêté INB du 7 février 2012
- ✓ Décisions « réexamen de sûreté » de l'ASN (en projet, prévu courant 2014)

□ Loi TSN - Titre IV - Article 29 - III :

« L'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement [tous les 10 ans] 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 les intérêts mentionnés au I de l'article 28, 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 »

Processus Réexamen de Sûreté

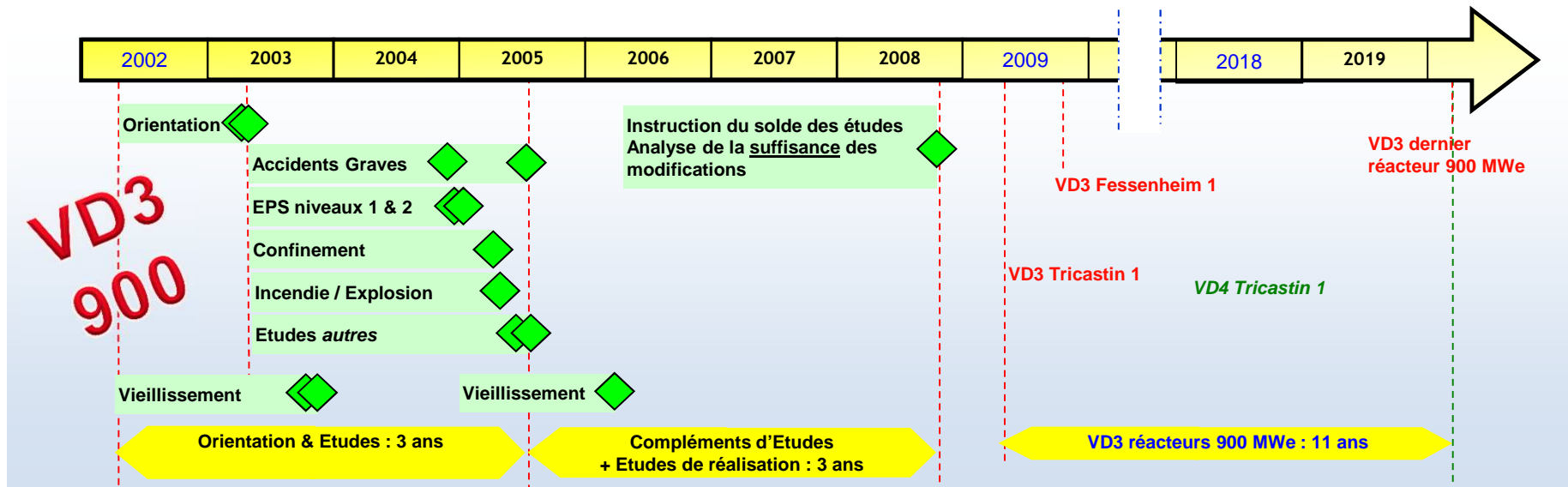
□ OBJECTIFS

- ✓ Vérifier le niveau attendu de sûreté des tranches (*maintien de la conformité au référentiel de sûreté applicable*) :
 - **études de conformité** : vérifier que la conception du palier est conforme aux exigences de sûreté applicables (notamment RDS + RGE) et que la démonstration de sûreté reste valide
 - **examen de conformité des tranches (ECOT)** : vérifier que l'état réel de chaque réacteur du palier est conforme à l'état de conception de référence (contrôles in situ)
 - démonstration de la connaissance/maîtrise des phénomènes de dégradations liés au vieillissement
 - **programme d'investigation complémentaire (PIC)**
 - à partir de VD3 : **dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation (DAPE)**
- ✓ Améliorer la sûreté des tranches (*réévaluation des exigences de sûreté*) :
 - les standards de sûreté les plus récents, incluant les règles de conception et de construction
 - les nouvelles exigences de sûreté des paliers les plus récents (EPR...)
 - l'évolution des pratiques et des connaissances en sûreté nucléaire
 - le retour d'expérience des réacteurs en service ou d'autres installations
 - l'évolution des connaissances techniques...

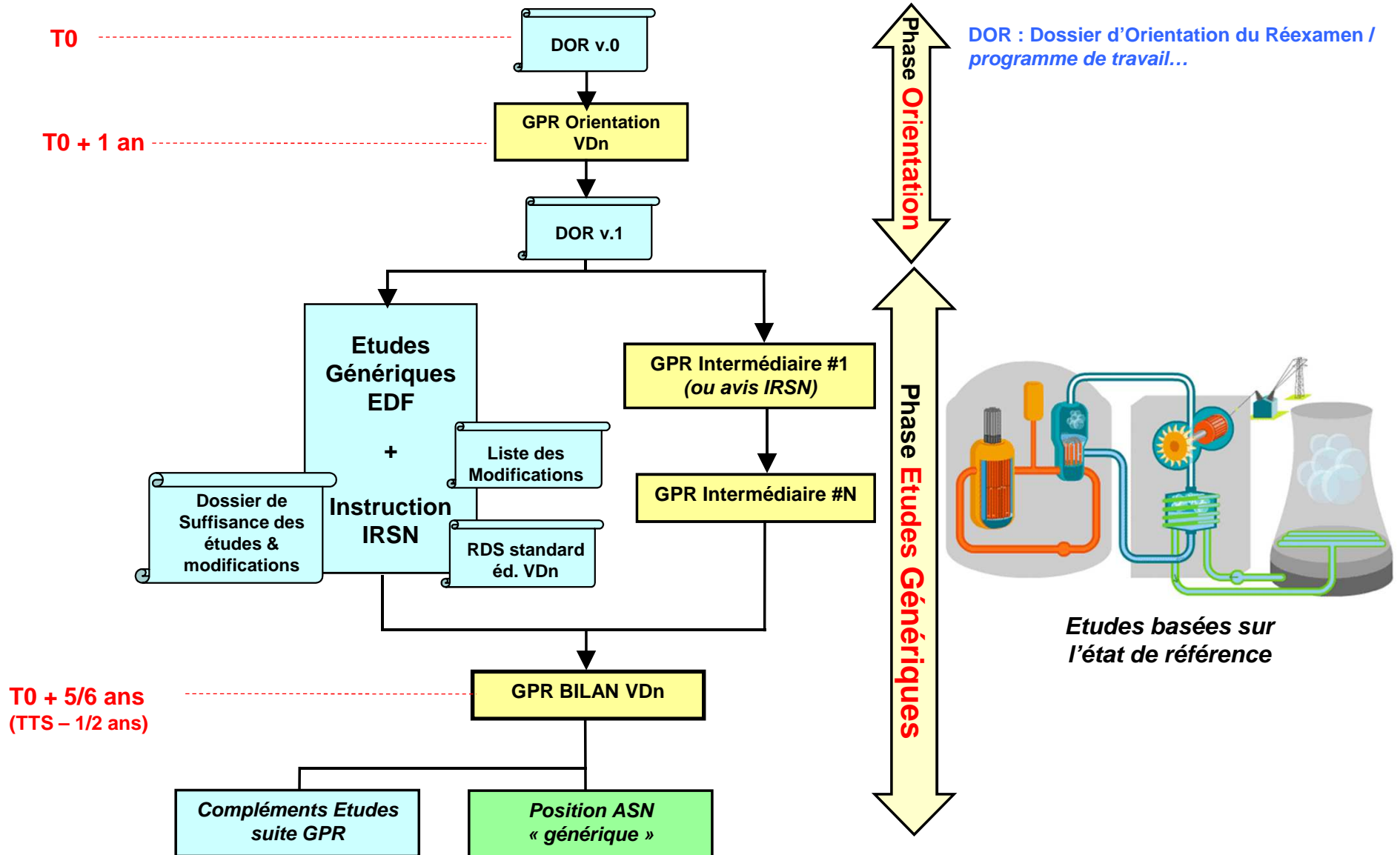
Processus Réexamen de Sûreté

□ PROCESSUS Etudes génériques / Réexamen réacteur

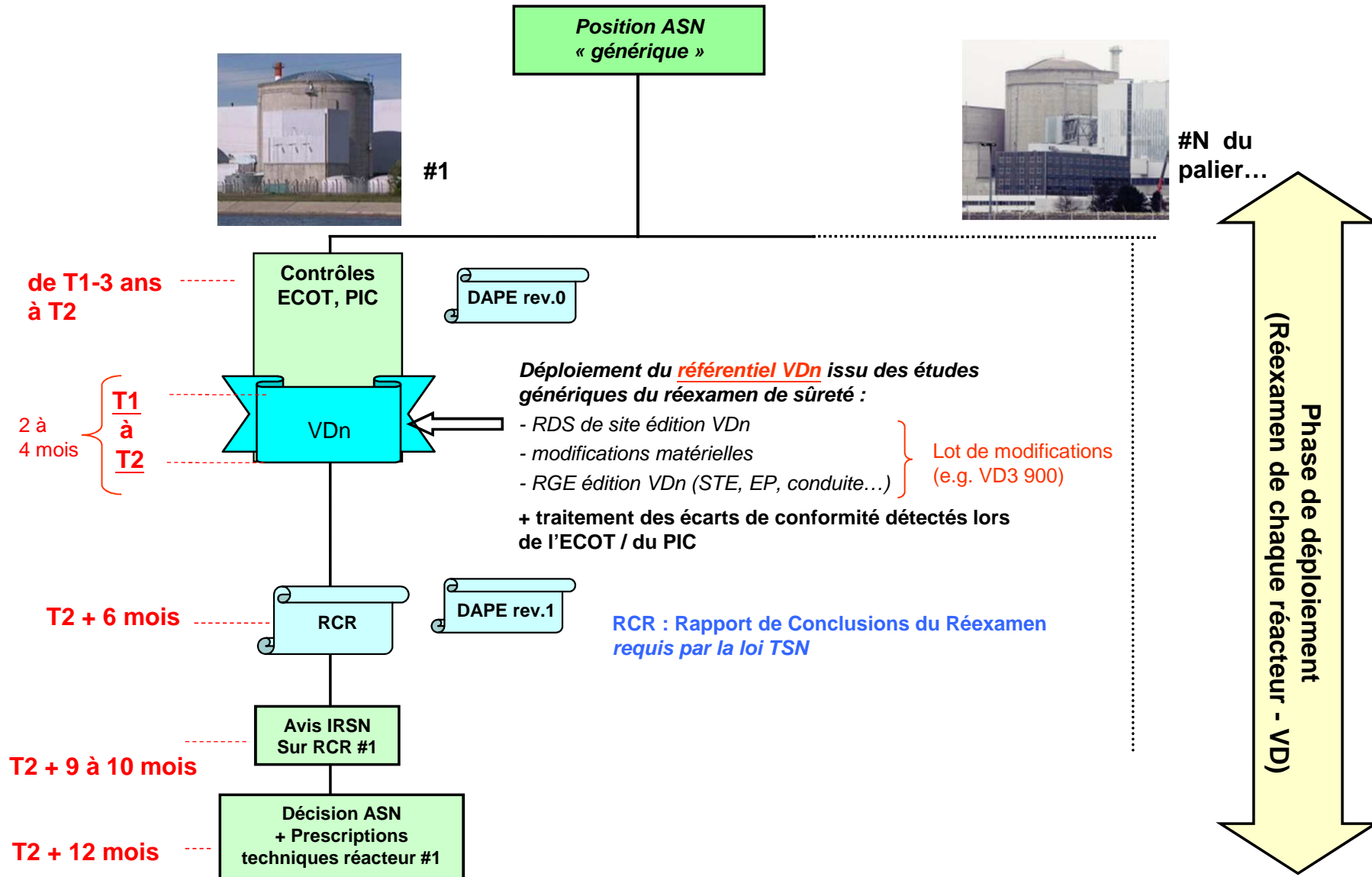
- études génériques menées sur les aspects communs à l'ensemble des réacteurs d'un palier et sur la base de l'état de référence (*fonctionnement systèmes, études d'accident, méthodologies/hypothèses d'études, critères de sûreté ...*) en amont du réexamen de chaque réacteur du palier ;
- chaque réacteur mène son réexamen (*au sens loi TSN*) en prenant en compte :
 - les conclusions des études génériques menées auparavant
 - son état réel de conformité / de réalisation / de fonctionnement
 - ses spécificités : source froide, agressions (séisme, températures ...), conception...



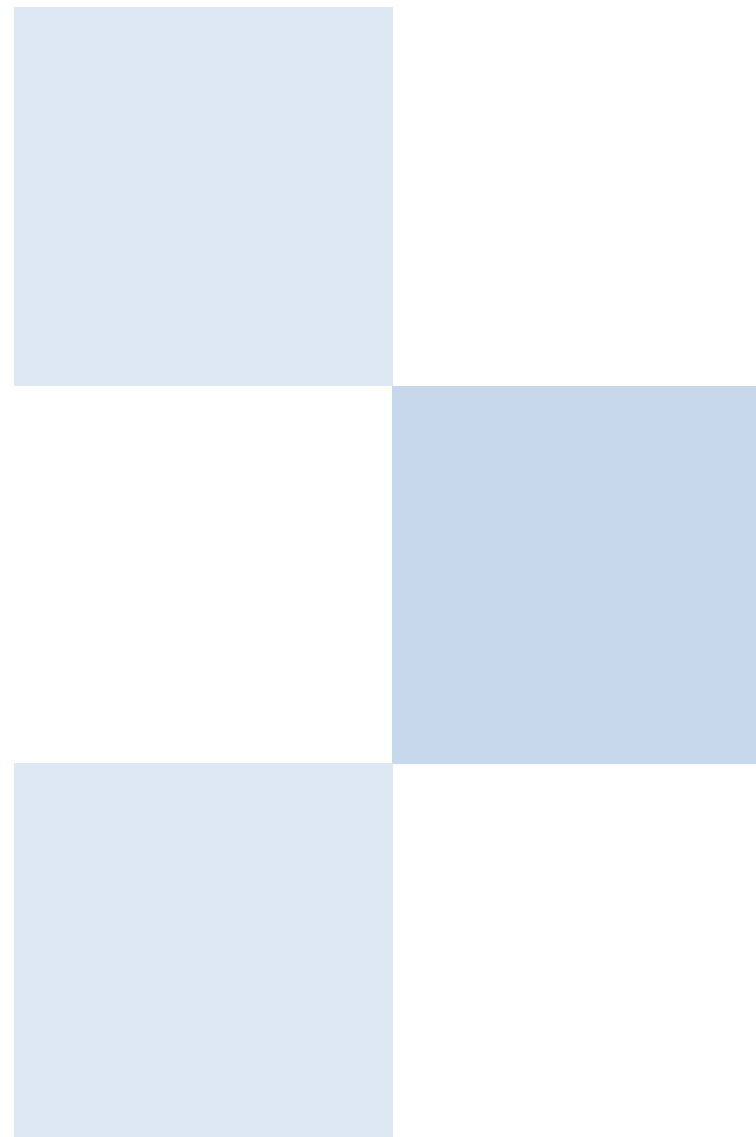
Processus Réexamen de Sûreté



Processus Réexamen de Sûreté



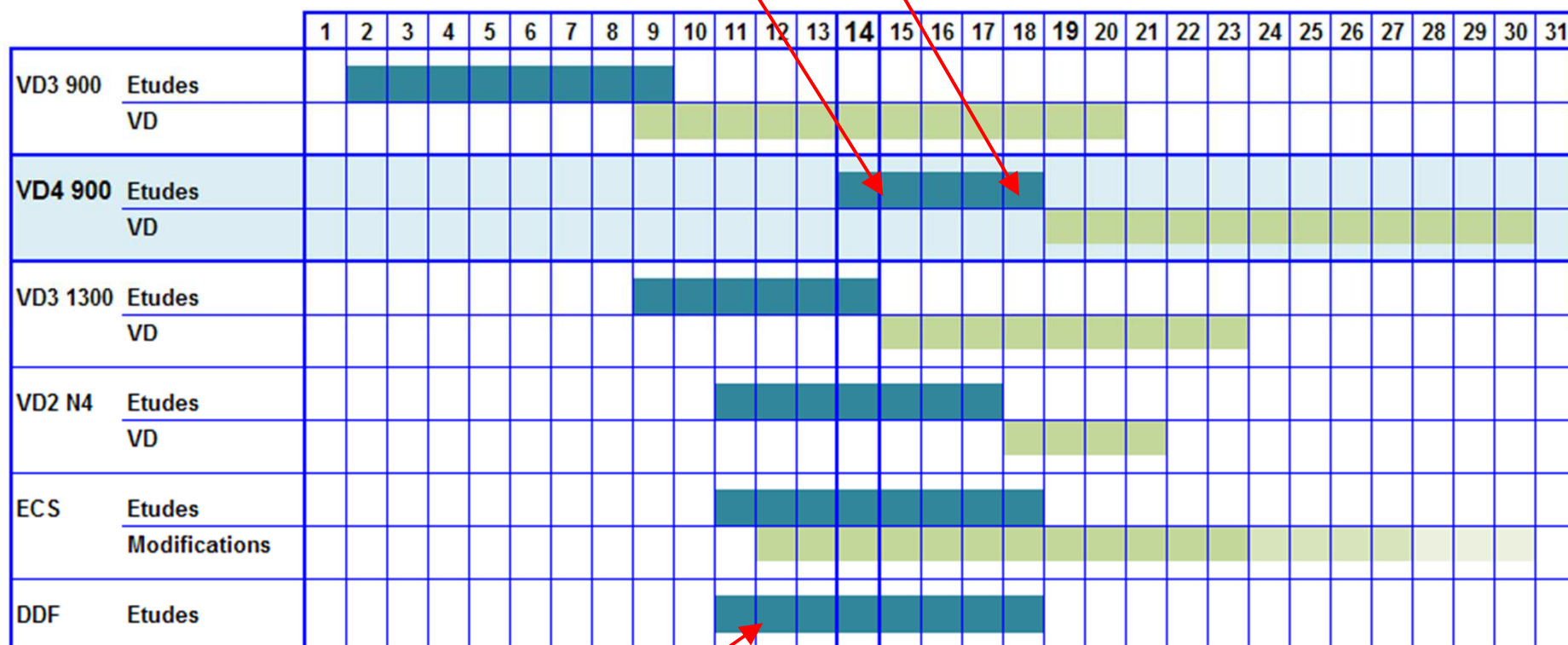
CALENDRIER



Calendrier

GPR « Orientations des études VD4 900 » : prévu début 2015

GPR « Bilan études VD4 900 »



Janvier 2012 : GPR « Extension durée de fonctionnement »

ENJEUX ASSOCIÉS AUX VD4

- ❖ **Maîtrise du vieillissement**
- ❖ **Extension de la durée de fonctionnement**
- ❖ **Évaluation complémentaire de sûreté - ECS**

Vieillessement - Principes

❑ Notion introduite en 2001 par l'ASN à l'occasion des VD3 900

- ✓ Création pour chaque réacteur lors des VD3 de DAPE (*Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation*) : 1 dossier avant VD3 / 1 dossier après (*prise en compte des contrôles VD3*).

❑ OBJECTIFS

- ✓ Vérifier que les systèmes, composants et structures (SCS) IPS, soumis à des mécanismes de vieillissement, ne s'écartent pas des hypothèses de conception/réévaluées, par la mise en œuvre d'actions spécifiques (*amélioration des connaissances, modifications, conduite, exploitation, suivi en service, surveillance et inspections, maintenance courante/exceptionnelle ...*) afin :
 - d'exploiter les tranches en limitant, supprimant ou retardant les conséquences de ces mécanismes ;
 - de prévoir ou détecter suffisamment tôt si le SCS peut être dégradé au point de ne plus assurer ses fonctions de sûreté dans les conditions de fonctionnement prévues ;
 - de définir les parades à l'apparition de ces dégradations et de prendre les mesures correctives (*jusqu'au remplacement*) pour maintenir le niveau de sûreté.

Vieillessement - Principes

□ METHODOLOGIE - VD3 900

① Établissement de Fiches d'Analyse du Vieillessement (FAV)

- ✓ recensement des composants sensibles
- ✓ identification des SCS IPS sujets au vieillissement
 - création de couples [SCS - mode de vieillissement]
 - ouverture de FAV pour chaque couple
 - 15000 SCS examinés
 - 500 couples « SCS - mode de vieillissement » créés (FAV)
- ✓ classement des FAV selon 2 catégories :
 - dispositions courantes d'exploitation/maintenance pour suivre/maîtriser le phénomène de vieillissement suffisantes + actions de réparation/remplacement possibles
 - ➔ environ 400 FAV génériques
 - actions de maîtrise ou de surveillance du mode de vieillissement et de ses effets difficiles, ou réparation/remplacement difficile
 - ➔ solde des FAV génériques (FAV sensibles)

Vieillessement - Principes

② Création de « DAPE génériques » regroupant les SCS affectés de FAV « sensibles »

DAPE générique (SCS)	Principaux Modes de vieillissement
cuve	fragilisation sous irradiation, vieillissement thermique
équipements internes de cuve	irradiation, usure, fatigue
pressuriseur	vieillessement thermique, fatigue
GV	taux de bouchage, corrosion sous contrainte
GMPP	érosion par cavitation
tuyauteries principales CPP	vieillessement thermique (coudes moulés, piquages)
tuyauteries auxiliaires CPP	fatigue thermique
traversées électriques	vieillessement
câbles électriques	vieillessement (points chauds)
contrôle-commande	vieillessement
enceinte de confinement	relaxation précontrainte, corrosion peau étanchéité
structures Génie Civil	alcali-réaction

Vieillessement - Principes

③ Pour chaque réacteur, création d'un « DAPE de tranche »

✓ positionnement de l'exploitant concernant les dispositions prises pour maîtriser le vieillissement des SCS (Programme de gestion du vieillissement) vis-à-vis :

- des DAPE génériques
- des FAV particulières (SCS non couverts par les DAPE génériques)
- des spécificités de site ou de tranche

en prenant en compte :

- les particularités de conception / de réalisation
- l'état réel des SCS
- les conditions d'exploitation et de maintenance

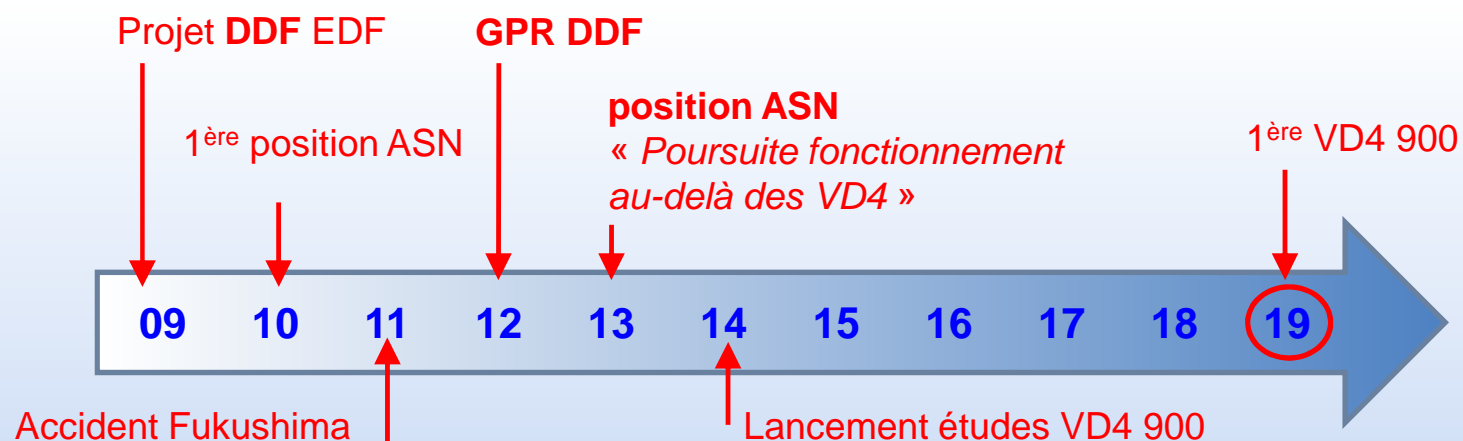
destiné à vérifier la poursuite de l'exploitation à VD3+10 ans au moins dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

➔ Méthodologie reconduite sur VD3 1300.

Projet Extension durée de fonctionnement

□ 2009 - Projet EDF : extension de la durée de fonctionnement (DDF)

- ✓ EDF fait part à l'ASN de son objectif
 - « *d'étendre la durée de fonctionnement de son parc significativement au-delà de 40 ans, tout en se plaçant dans le cadre du cadencement décennal des réexamens* »
 - de maintenir ouverte l'option d'une DDF de 60 ans pour l'ensemble des réacteurs de son parc.
- ✓ Deux grandes orientations du programme industriel EDF :
 - poursuite de l'amélioration continue du niveau de sûreté et de protection de l'environnement
 - traitement anticipateur des effets de vieillissement ou d'obsolescence de certains composants



Projet Extension durée de fonctionnement

□ Juin 2010 - Première position ASN : Deux axes à respecter

✓ Réévaluation de sûreté

- les études de réévaluation doivent être conduites « *au regard des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs, tels que ceux proposés au niveau européen par l'association WENRA, ou ceux applicables au réacteur EPR.* »
- réduire les conséquences ET les probabilités d'occurrence des accidents de fusion du cœur

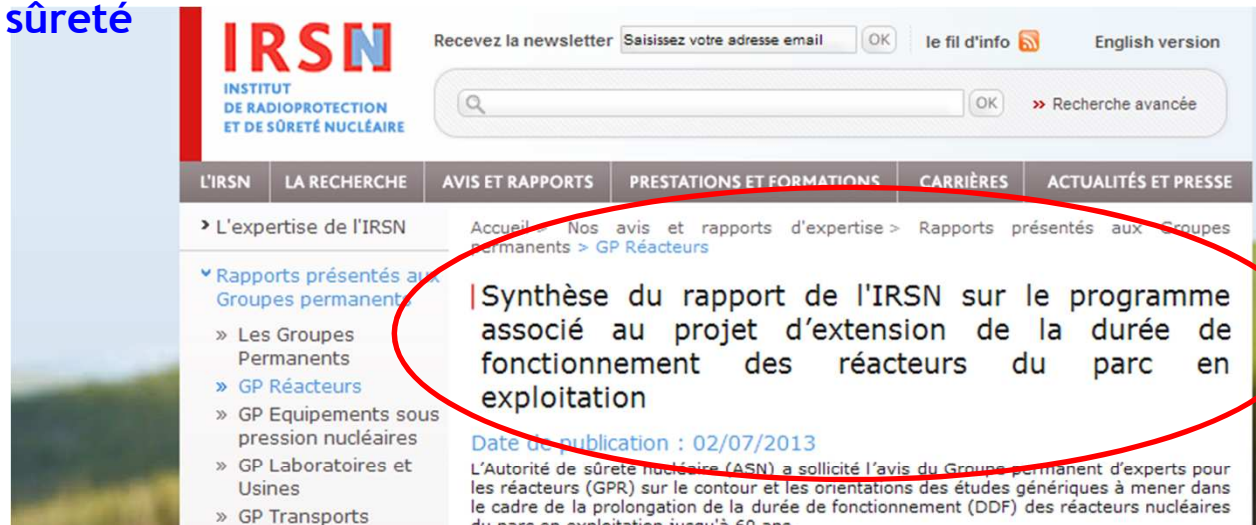
✓ Vérification de conformité

- traitement de l'ensemble des écarts / anomalies au plus tard lors des VD4
- démonstration de la qualification exhaustive des matériels

Projet Extension durée de fonctionnement

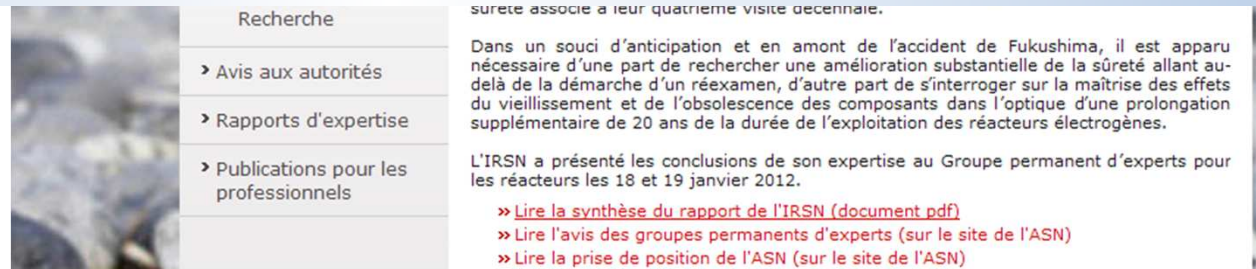
□ Janvier 2012 - GPR DDF

- ✓ Vieillessement
- ✓ Démarche générale de sûreté



The screenshot shows the IRSN website interface. The header includes the IRSN logo (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire), a newsletter sign-up form, and a search bar. The main navigation menu has categories like 'L'IRSN', 'LA RECHERCHE', 'AVIS ET RAPPORTS', 'PRESTATIONS ET FORMATIONS', 'CARRIÈRES', and 'ACTUALITÉS ET PRESSE'. A red circle highlights a news article titled 'Synthèse du rapport de l'IRSN sur le programme associé au projet d'extension de la durée de fonctionnement des réacteurs du parc en exploitation'. The article's publication date is 02/07/2013. The text of the article is partially visible, mentioning the ASN's request for an expert group's opinion on the extension of reactor operating time.

http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_gp/gp-reacteurs/Pages/Synthese-rapport-IRSN-duree-fonctionnement-reacteurs-EDF.aspx



This screenshot shows a sidebar menu on the left with options: 'Recherche', 'Avis aux autorités', 'Rapports d'expertise', and 'Publications pour les professionnels'. The main content area on the right contains the text of the article, starting with 'surete associe a leur quatrieme visite decennale.' and 'Dans un souci d'anticipation et en amont de l'accident de Fukushima, il est apparu nécessaire d'une part de rechercher une amélioration substantielle de la sûreté allant au-delà de la démarche d'un réexamen, d'autre part de s'interroger sur la maîtrise des effets du vieillissement et de l'obsolescence des composants dans l'optique d'une prolongation supplémentaire de 20 ans de la durée de l'exploitation des réacteurs électrogènes.' It also mentions the expert group's meeting on January 18 and 19, 2012, and provides links to the report synthesis, the expert group's opinion, and the ASN's position.

Projet Extension durée de fonctionnement

□ Janvier 2012 - GPR DDF

✓ Traitement préventif du vieillissement / obsolescence

- processus de maîtrise du vieillissement
- traitement de l'obsolescence et orientation des rénovations
- maintenance exceptionnelle (réparation / rénovation / remplacement)
- développement de nouvelles méthodes de contrôle
- qualification des équipements en conditions accidentelles
- maîtrise des conditions d'exploitation

visent le maintien
de la conformité
dans le temps !

→ distinction composants remplaçables / non-remplaçables : cuve , enceinte

- maintien de la qualification dans le temps
- renforcement politique de surveillance
- anticipation obsolescence
- anticipation opérations maintenance

- évolutions hypothèses / méthodes de démonstration
- connaissances sur l'évolution des propriétés mécaniques de la cuve (prog. de surveillance de l'irradiation)
- contrôles de la zone de cœur

Projet Extension durée de fonctionnement

□ Janvier 2012 - GPR DDF

✓ Démarche de sûreté

- définition d'objectifs généraux de sûreté vis-à-vis des accidents :
 - dimensionnement : pas de mise en œuvre de mesures de protection des populations
 - réduction de la fréquence des scénarios conduisant à des rejets importants et précoces
 - limitation des conséquences radiologiques des accidents graves
- prévention des accidents graves (renforcement des réserves en eau/électricité...)
- évaluation du comportement des réacteurs pour des transitoires non pris en compte à la conception mais retenus pour l'EPR
- prévention des risques liés aux incendies et aux séismes
- élargissement du domaine de couverture des EPS de niveaux 1 & 2
- tenue des équipements aux conditions d'accident grave
- amélioration des conditions d'exploitations en termes de facteur organisationnels et humains
- suivi renforcé de la « source froide »
- entreposage du combustible en piscine de désactivation
- adhérence avec ECS...

Projet Extension durée de fonctionnement

□ Juin 2013 - Position ASN - Trois axes :

- ✓ Amélioration de la sûreté (études, conception, exploitation)
 - améliorer la sûreté au regard des nouvelles exigences EPR / des nouveaux réacteurs
 - réduire l'impact radiologique des accidents de dimensionnement
 - dispositions à fort impact sur la prévention des AG et la limitation des conséquences radiologiques
 - améliorer fortement la sûreté de l'entreposage du combustible (*nouvelles modalités*)
 - *autres études visant à améliorer la sûreté :*
 - *vérification de l'absence de perte d'intégrité par interaction pastille-gaine (IPG)*
 - *qualification des équipements neufs en situation d'AG*
 - *élargissement du domaine de couverture des EPS*

Projet Extension durée de fonctionnement

□ Juin 2013 - Position ASN - Trois axes :

✓ Maîtrise du vieillissement (maintien de la conformité)

- R&D et REX pour l'identification des phénomènes de vieillissement
- justification de la tenue mécanique des cuves et critères associés
- caractère suffisant des opérations de maintenance exceptionnelle et de leur anticipation
- renforcement des programmes de contrôles visant à se prémunir des risques liés au vieillissement
- R&D dans le domaine des examens non destructifs (END) pour conforter les marges nécessaires à la démonstration de tenue en service des EIP
- disponibilité des outillages de contrôle
- prise en compte du vieillissement sur les câbles électriques qualifiés
- surveillance des tuyauteries enterrées

Projet Extension durée de fonctionnement

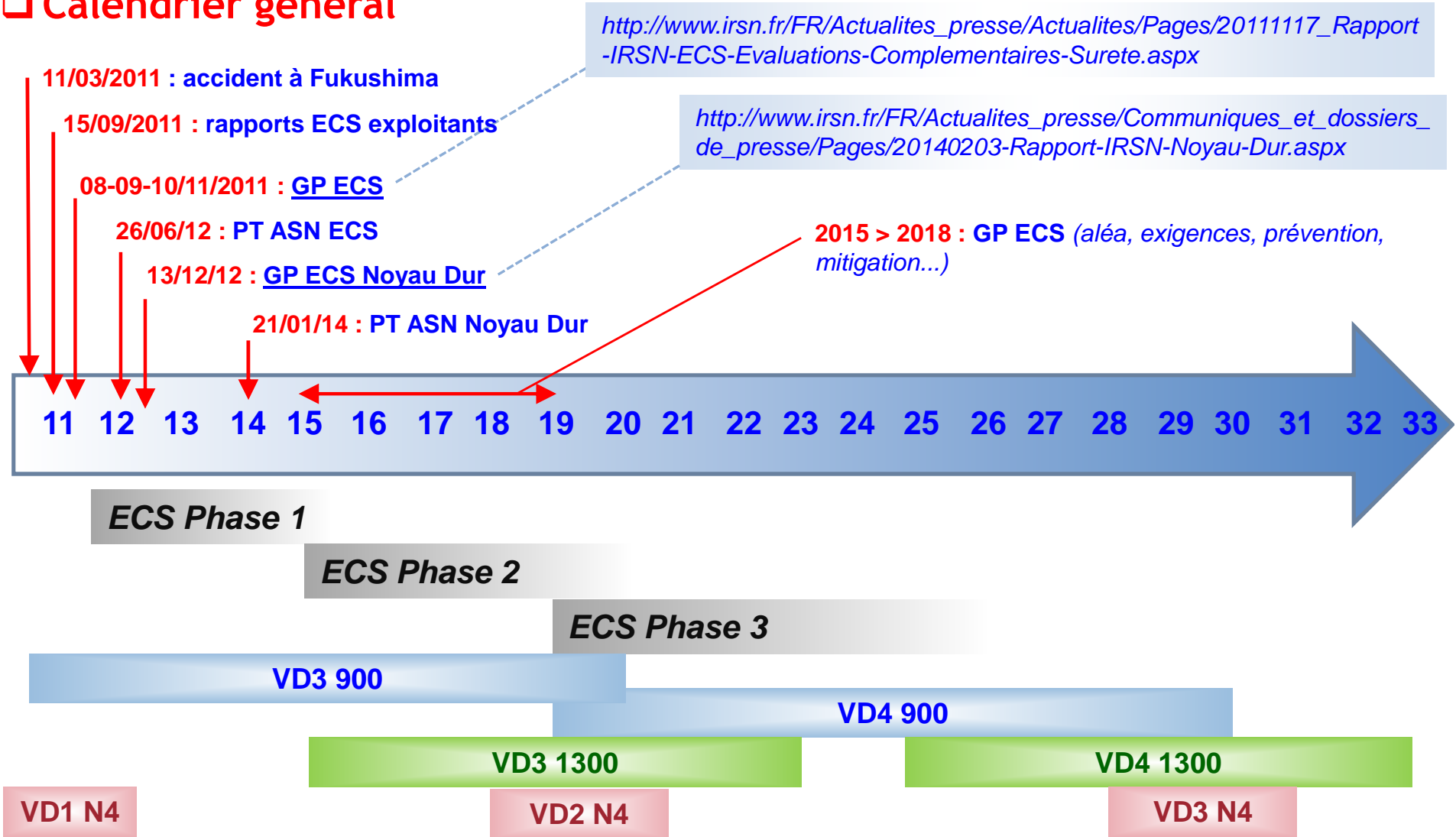
□ Juin 2013 - Position ASN - Trois axes :

✓ Conformité des installations

- renforcer les contrôles de conformité in situ
- réaliser les travaux / améliorations nécessaires à l'échéance des VD4

ECS

□ Calendrier général



□ Enseignements de l'accident du 11 mars 2011

- ✓ améliorer la robustesse des sites nucléaires vis-à-vis des aléas naturels (séisme et inondation, et effets induits) de niveaux extrêmes, en termes :
 - de protection / prévention,
 - de maîtrise des situations pouvant en résulter
 - de mitigation de ces situations
- ✓ « *niveaux extrêmes* » en termes de :
 - sévérité de l'aléa (intensité séisme, hauteur inondation...)
 - cumul + durée des situations *Perte totale source froide* (H1) + *Perte totale des alimentations électriques* (H3)
 - tranches affectées.

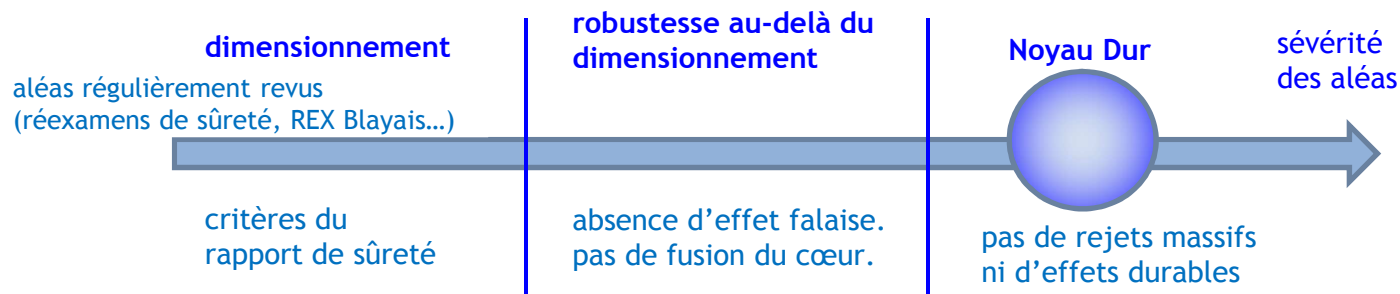
Objectif : pas de rejets massifs/durables dans l'environnement.

ECS

□ Noyau Dur

✓ Objectifs :

- prévention de la fusion du cœur et du découvrement de combustible en piscine ;
 - mitigation des conséquences radiologiques en cas de fusion partielle ou totale du cœur ;
 - permettre à l'exploitant d'assurer la gestion de crise, en cas notamment de rejets court-terme.
- ✓ assure ses fonctions en tenant compte du cumul et des effets induits par les aléas, y compris ceux liés à l'environnement industriel et aux voies de communications.
- ✓ s'appuie (*le plus possible*) sur des systèmes/équipements indépendants de ceux en place. Les SSC existants en interface avec le noyau dur doivent répondre aux mêmes exigences.



□ Calendrier ECS pour les REP

- ✓ EDF : articulation des études et des modifications en 3 phases

ECS

□ Phase 1 (2012 - 2015)

- ✓ Couvrir à court terme des situations H1 ou H3 plus sévères que celles considérées jusqu'à présent (cumul H1+H3, multi-tranches, durées étendues) pour réduire le risque de fusion du combustible :
 - mesures d'organisation :
 - FARN (force d'action rapide nucléaire),
 - moyens de gestion de crise (télécom, gestion de crise dans des locaux robustes...),
 - renforcement des BDS (blocs de sécurité) au séisme (SMS) et à l'inondation (CMM),
 - moyens mobiles de sûreté (pompes, groupes électrogènes, flexibles) permettant une réalimentation en eau / air / électricité par la FARN (piquages FARN) pour conduire la tranche en situation H1+H3 ;
 - AAR sismique (arrêt auto du réacteur) ;
 - essais de pompage en nappe phréatique (faisabilité 'appoint ultime' utilisant une source d'eau indépendante de la source froide) - réalisé sur Fessenheim;
 - moyens provisoires de conception :
 - 1 groupe électrogène (GE LLS ou mini-DUS \approx 100 kW) par tranche (disposé sur toit du BAN) permettant l'alimentation électrique minimale, dans l'attente du DUS (diesel d'ultime secours),
 - piquages pour pompe H3.2 (injection d'eau dans le circuit primaire à 20 bar),
 - inondation : protection des premiers sites ;
 - séisme : études sismiques.

ECS

□ Phase 2 (2015 - 2020)

- ✓ Compléter les moyens « phase 1 » par des moyens définitifs de conception et d'organisation, robustes aux agressions extrêmes définies, et mise en place des premiers éléments « Noyau Dur » pour une meilleure couverture des situations H1 ou H3 de la phase 1 :
 - en remplacement du mini-DUS, un diesel d'ultime secours (DUS, 3,6 MW, 1/tr) alimentant les équipements requis en situation H3 (notamment une motopompe ASG) ;
 - réalimentation de la ventilation de la salle de commande (DVC) et de la ventilation de l'espace entre-enceintes (EDE, sur 1300/N4) par le mini-DUS (en attente du DUS) ;
 - appoint ultime (APu, 1/tr), avec source d'eau ultime (SEu) dédiée, alimentant ASG (eau de secours des GV), PTR (eau d'injection dans le circuit primaire) et la piscine BK (refroidissement des éléments combustibles) : utilisation d'un forage en nappe phréatique ou de bassins (selon site), création d'un local de pompage/vannage, dispositifs mobiles d'alimentation...
 - paniers de tétraborate de soude (alcanisants) dans les puisards du bâtiment réacteur (BR) pour réduire la production d'iode gazeux dans l'enceinte pour les tranches sans grappes AIC (argent indium cadmium) 1300/N4 ;

□ Phase 2 (2015 - 2020) - Suite...

- construction d'un centre de crise local (CCL) robuste (1/site) ;
- renforcement au séisme du système U5 d'éventage/filtration de l'enceinte (résistance a minima au SMHV) ;
- remplacement des joints des motopompes primaires (GMPP) par des joints passifs GMPP évitant une brèche primaire en cas d'absence d'injection aux joints des GMPP en situation H3 ;
- grément/déploiement des ressources humaines sur tous les CNPE pour être en capacité de gérer les situations extrêmes sur toutes les tranches d'un CNPE ;
- premières dispositions permettant d'éviter le dénoyage d'éléments combustible en cas de brèches ;
- mise en place de mesures de détection corium et de détection H2 dans le BR redondantes ;
- inondation : protection du solde des sites, protection du Noyau Dur (pluies de forte intensité, rupture de réservoirs sous séisme) ;
- séisme : premières modifications.

ECS

□ Phase 3 (à partir de ≈2019)

- ✓ Déploiement complet et final des moyens (notamment Noyau Dur) pour couvrir les situations extrêmes :
 - raccordement du **DUS** pour alimenter les équipements Noyau Dur ;
 - évacuation de la puissance résiduelle (situations « circuit primaire repressurisable ») par les GV par un système ASG indépendant (**ASGu**) alimenté par l'appoint ultime (**APu**) ;
 - ajout d'une motopompe 'noyau dur' d'appoint au circuit primaire (pompe ND U3) ;
 - finalisation de l'APu aux utilisateurs ASG, PTR et piscine BK (liaisons fixes et postes de vannage) ;
 - mise en place d'un contrôle-commande ultime (**CCU**) et de l'instrumentation définitive du noyau dur ;
 - renforcements des SSC en interface avec le noyau dur (lignes d'injection au circuit primaire, aux GV...) ;
 - création d'un système de refroidissement de l'enceinte (**EASu**) permettant l'évacuation de la puissance résiduelle dans l'enceinte.

Dossier VD4 900

❑ Dossier d'orientation du réexamen de sûreté (DOR) VD4 900

- ✓ dossier EDF : février 2014
- ✓ GP « Orientation des études à mener en VD4 900 » :
 - cadrage ASN - IRSN - EDF : 12 février 2014
 - tenue GPR : mars 2015
- ✓ compléments attendus en juin + septembre 2014

❑ Autres GPR en lien avec VD4 900

- ✓ études « CPP/CSP »
- ✓ vieillissement
- ✓ ECS : 1^{er} déploiement noyau dur sur « tête de série » (TTS) VD4 900

Annexe 2 : Définition des sigles utilisés

AG : accident grave

AIC : grappes argent-indium-cadmium

APu : appoint ultime

ASG : circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur

BAN : bâtiment des auxiliaires nucléaires

BDS : blocs de sécurité

BK : bâtiment combustible

BR : bâtiment réacteur

CCL : centre de crise local

CCu : contrôle-commande ultime

CMM : crue millénaire majorée

CPP : circuit primaire principal

CSP : circuit secondaire principal

DAPE : dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation

DDF : durée de fonctionnement

DOR : dossier d'orientation du réexamen

DUS : diesel d'ultime secours

DVC : système de ventilation de la salle de commande

EASu : système de refroidissement de l'enceinte

ECOT : examen de conformité des tranches

ECS : évaluation complémentaire de sûreté

EDE : système de ventilation de l'espace entre-enceintes

END : examens non destructifs

EIP : équipement important pour la protection

EPS : étude probabiliste de sûreté

FARN : force d'action rapide nucléaire

FAV : fiches d'analyse du vieillissement

GE : groupe électrogène

GPR : groupe permanent d'experts « réacteurs », placé auprès de l'ASN

GMPP : groupe motopompe primaire

GV : générateur de vapeur

H1 : situation de perte totale de source froide

H3 : situation de perte totale des alimentations électriques

IPG : interaction pastille-gaine

IPS : important pour la sûreté

GE LLS : turboalternateur alimenté en vapeur par les générateurs de vapeur

PIC : programme d'investigation complémentaire

PTR : système d'injection d'eau dans le circuit primaire

REX : retour d'expérience

RDS : rapport définitif de sûreté

RGE : règles générales d'exploitation

SCS : systèmes, composants et structures

SEu : source d'eau ultime

SMHV : séisme maximal historiquement vraisemblable

SMS : séisme majoré de sécurité

TTS : tranche tête de série (première tranche d'un palier à passer sa visite décennale)

U5 : système d'éventage et de filtration de l'enceinte

VD4-900 : 4^{ème} visite décennale des réacteurs de 900 MWe