

# **Les risques liés à la centrale nucléaire de Cattenom proche de la frontière**

Auteur : Prof. Dr. Manfred Mertins

Rapport établi à la demande du groupe parlementaire Alliance 90/Les Verts au  
Bundestag

Cologne, février 2016

Traduction : Philippe Beaudonnet en collaboration avec le service linguistique  
du Bundestag allemand

# Les risques liés à la centrale nucléaire de Cattenom proche de la frontière

## Introduction

Dans un courrier daté du 12 janvier 2016, le groupe parlementaire Alliance 90/Les Verts au Bundestag commanditait une expertise du niveau de sûreté de la centrale nucléaire française de Cattenom. Cette expertise, destinée à identifier les lacunes techniques influant sur la sûreté nucléaire, devait mettre l'accent sur la situation de la centrale nucléaire de Cattenom dans une zone à risque en matière de chutes d'avions.

Le référentiel technique de sûreté s'appuiera notamment sur les exigences de sûreté internationales qui déterminent l'état de la science et de la technique – les *Safety Reference Levels for Existing Reactors* publiés en septembre 2014 par l'Association des autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (WENRA).

## Sommaire

<b>1</b>	<b>Description de l'ordre.....</b>	<b>4</b>
<b>2</b>	<b>Référentiel d'évaluation .....</b>	<b>4</b>
2.1	État de la science et de la technique.....	4
2.2	Détail des exigences de sûreté à prendre en compte conformément à l'état de la science et de la technique .....	7
2.3	WENRA Ref.-Levels applicables.....	16
<b>3</b>	<b>Description de la centrale nucléaire de Cattenom.....</b>	<b>20</b>
3.1	Informations générales .....	21
3.2	Indications relatives à la centrale nucléaire de Cattenom.....	25
3.2.1	Indications relatives à la technique des procédés .....	26
3.2.2	Indications relatives à l'alimentation électrique.....	30
3.3	Indications relatives aux mesures et équipements du plan d'urgence interne .....	32

<b>4</b>	<b>Évaluation du niveau de sûreté .....</b>	<b>34</b>
4.1	Agressions majeures d'origine externe .....	36
4.1.1	Séismes, inondations.....	36
4.1.2	Chutes d'avions .....	39
4.1.3	Conclusions sur les agressions majeures d'origine externe .....	39
4.2	Alimentation électrique.....	40
4.2.1	Perte de l'alimentation électrique externe et de l'alimentation des auxiliaires d'une tranche .....	41
4.2.2	Perte prolongée de l'alimentation électrique externe et de l'alimentation des auxiliaires.....	42
4.2.3	Situations hors dimensionnement .....	43
4.2.4	Conclusion sur l'alimentation électrique .....	47
4.3	Évacuation de la chaleur.....	48
4.3.1	Efficacité du refroidissement.....	49
4.3.2	Piscines de stockage du combustible .....	52
4.3.3	Conclusion sur l'évacuation de la chaleur .....	56
<b>5</b>	<b>Évaluation globale des déficiences de sécurité .....</b>	<b>58</b>
<b>6</b>	<b>Bibliographie.....</b>	<b>63</b>

**Annexe 1 : Structures and Components of the "Hardened Safety Core" [39,  
40, 41, 42]**

## 1 Description de l'ordre

Conformément au cahier des charges communiqué le 12 janvier 2016 par le groupe parlementaire Alliance 90/Les Verts au Bundestag, l'expertise commanditée devait mettre l'accent sur l'identification et l'évaluation des principales lacunes présentées par la centrale nucléaire de Cattenom en matière de sûreté nucléaire. Elles revêtent une importance toute particulière, car la centrale nucléaire de Cattenom est située dans une zone à risque en matière de chutes d'avions. L'expertise devait également évaluer si un rééquipement permettrait l'élimination pratique des lacunes constatées.

Le référentiel technique de sûreté s'appuiera notamment sur les exigences de sûreté internationales qui déterminent l'état de la science et de la technique – les *Safety Reference Levels for Existing Reactors* publiés en septembre 2014 par l'Association des autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest (WENRA).

## 2 Référentiel d'évaluation

### 2.1 État de la science et de la technique

Conformément à l'ordre, l'évaluation du niveau de sûreté de la centrale nucléaire de Cattenom doit s'appuyer sur les exigences de sûreté correspondant à l'état de la science et de la technique. Les *Safety Reference Levels for Existing Reactors* [1] (*WENRA Ref.-Level*) publiés en 2014 par la WENRA sont actuellement conformes à cet objectif. Leur contenu repose sur les normes de sûreté de l'AIEA<sup>1</sup>, en premier lieu sur les *Prescriptions de sûreté particulières : Conception* [2]. Les exigences de sûreté à appliquer conformément à l'état de la science et de la technique reposent sur le concept de sûreté dit de « défense en profondeur », destiné en premier lieu à protéger les barrières mises en place contre les émissions de matières radioactives (cf. précisions au chapitre 2.2).

---

<sup>1</sup> AIEA – Agence internationale de l'énergie atomique

Les *WENRA Ref.-Levels* doivent être considérés comme une recommandation, adoptée par consensus par les membres de la WENRA<sup>2</sup>, en faveur d'une norme de sûreté harmonisée valable pour les centrales nucléaires en exploitation en Europe. Les enseignements tirés de l'accident de la centrale nucléaire japonaise de Fukushima sont venus compléter la première version (2008)<sup>3</sup> des *WENRA Ref.-Levels*. La version actuelle [2] est conforme à l'état de la science et de la technique pour les aspects de sûreté qui y sont abordés. Pour ceux qui n'y sont pas abordés, il convient de se reporter à d'autres profils d'exigences reflétant l'état de la science et de la technique dans le domaine de la sûreté des centrales nucléaires, comme le document [3].

L'Allemagne applique le principe, énoncé par la jurisprudence suprême, selon lequel la prévention des dommages résultant de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires doit être conforme à l'état le plus récent de la science et de la technique : « Il convient de prendre les mesures de prévention des dommages considérées comme nécessaires en vertu de l'état le plus récent des connaissances scientifiques. Si, pour des raisons techniques, cette prévention ne peut pas être encore réalisée, l'autorisation ne sera pas accordée ; les mesures de prévention nécessaires ne sont donc pas limitées par les possibilités techniques actuelles. »<sup>4</sup>

En Allemagne, l'état actuel de la science et de la technique est exposé dans les « Prescriptions de sûreté s'appliquant aux centrales nucléaires » [3].

Les *Safety Reference Levels for Existing Reactors* de la WENRA sont synthétisés dans un total de dix-neuf *Safety Issues*.

Les prescriptions de sûreté (*Safety Reference Levels*) applicables au contrôle du dimensionnement de sûreté des centrales nucléaires figurent pour l'essentiel dans les sept *Safety Issues* suivantes :

- Issue E: Design Basis Envelope for Existing Reactors
- Issue F: Design Extension of Existing Reactors

---

<sup>2</sup> Liste des membres et des observateurs de la WENRA : <http://www.wenra.org/members-and-observers/>

<sup>3</sup> [http://www.wenra.org/media/filer\\_public/2012/11/05/list\\_of\\_reference\\_levels\\_january\\_2008.pdf](http://www.wenra.org/media/filer_public/2012/11/05/list_of_reference_levels_january_2008.pdf)

<sup>4</sup> BVerfG 49, 89 ; cf. Roller in [8], partie 2 : « Rechtswissenschaftliche Begutachtung der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden » / (Évaluation juridique de la prévention contre les dommages requise en vertu de l'état de la science et de la technique).

- Issue G: Safety Classification of Structures, Systems and Components
- Issue LM: Emergency Operating Procedures and Severe Accident Management Guidelines
- Issue R: On-site Emergency Preparedness
- Issue S: Protection against Internal Fires
- Issue T: Natural Hazards

Les douze autres *Safety Issues* répertorient pour l'essentiel les prescriptions de sûreté concernant

- la gestion de la sûreté et les processus, leur organisation et leur contrôle dans le cadre de la gestion de la sûreté ;
- la réalisation d'études probabilistes et déterministes de sûreté ;
- l'organisation et l'exécution de la maintenance de composants et d'équipements tenant également compte du vieillissement, etc.

Conformément à l'ordre, les aspects de sûreté de la centrale nucléaire de Cattenom seront évalués en référence aux *Safety Reference Levels for Existing Reactors* de la WENRA. Au sens de l'ordre, les exigences de sûreté à étudier concernent le dimensionnement de sûreté de la centrale. En ce sens, le référentiel d'évaluation utilisé doit se baser principalement sur les *WENRA Ref.-Levels* classés dans les sept *Issues* susmentionnées.

L'exploitation des centrales nucléaires revêt, elle aussi, une importance tout à fait déterminante pour leur sûreté. C'est ce qui ressort entre autres des aspects abordés par les douze autres *Issues* des *Safety Reference Levels for Existing Reactors* de la WENRA. L'évaluation de l'exploitation par rapport aux *Safety Reference Levels for Existing Reactors* de la WENRA n'entre toutefois pas dans le périmètre d'étude de l'ordre. Des remarques critiques sur des questions liées à l'exploitation de la centrale nucléaire de Cattenom figurent p. ex. dans [17] et [25].

Conformément au *WENRA Ref.-Level E5.2* (cf. chapitre 2.3), le dimensionnement des centrales nucléaires doit également prendre en compte le risque de chute d'avion. Des exigences relatives à ce risque sont également exposées dans [2] et [3], p. ex. En ce qui

concerne les centrales nucléaires en exploitation, aucune information relative à des objectifs de dimensionnement concrets ou à des hypothèses de chargement obligatoires dans l'éventualité d'une chute d'avion ne figure dans les *Safety Reference Levels for Existing Reactors* de la WENRA [1]. Un document du RHWG<sup>5</sup> [4] contient des indications en ce sens, mais elles se réfèrent au dimensionnement des nouvelles centrales. En ce sens, l'AIEA se montre plus concrète dans ses *Safety Requirements NS-R-3* [6] et sa *Safety Standard No. NS-G-1.5* correspondante [5]. Au sens de l'ordre, dans la mesure où l'expertise doit s'appuyer sur l'état de la science et de la technique, les exigences stipulées dans [2], [3] et [6] sont pertinentes pour l'évaluation de la sûreté en cas de chute d'avion et complètent les *WENRA Ref.-Levels*. Il convient également de prendre en compte les exigences élaborées conjointement par la France et l'Allemagne pendant la deuxième moitié des années 90 pour le réacteur pressurisé européen (EPR) [7].

## **2.2        Détail des exigences de sûreté à prendre en compte conformément à l'état de la science et de la technique**

La centrale nucléaire de Cattenom fait partie du palier P'4, composé de tranches de 1 300 MWe (« frenchified Westinghouse » [9]), et qui comprend également les centrales de Belleville-sur-Loire, Golfech, Nogent-sur-Seine et Penly. Le palier P'4 a succédé au palier P4 regroupant les centrales de Flamanville, Paluel et Saint-Alban équipées de réacteurs à eau pressurisée de 1,3 GW (licence Westinghouse) [9]. Les différences entre les paliers P4 et P'4 sont minimes et ne portent sur aucun aspect lié à la sûreté [10].

Lors de la conception des centrales nucléaires Westinghouse de type 1300 MWe à la fin des années 70, et de celle de Cattenom construite plus tard sur cette base, le dimensionnement reposait sur un concept de sûreté composé, dans un premier temps, de trois niveaux de protection [11] et visant en fin de compte à permettre de maîtriser un accident enveloppe ou « accident maximal de référence (AMR) » :

- premier niveau de protection : sûreté de base et assurance-qualité ;
- deuxième niveau de protection : prévention des accidents ;
- troisième niveau de protection : atténuation des conséquences des accidents.

---

<sup>5</sup> RHWG – Reactor Harmonization Working Group

Le document [12] indique qu'avec ce concept de sûreté, les mesures et équipements nécessaires à l'évacuation de la chaleur résiduelle devraient rester opérationnels même en cas d'« agressions majeures très rares ». Le document reste toutefois très vague et très peu systématique quand à ce qu'il convient de classer comme « agression majeure très rare ». Sans toutefois les affecter à un niveau de protection particulier, on avait déjà discuté à l'époque de la nécessité de mettre en place des fonctions supplémentaires d'évacuation de la chaleur et de rétention des matières radioactives allant au-delà des mesures et équipements nécessaires à la maîtrise des accidents de dimensionnement. Par la suite, ces mesures ont été affectées à un quatrième niveau de protection de la défense en profondeur, qui englobe le plan d'urgence interne visant à la maîtrise des situations hors dimensionnement.

À la suite d'accidents survenus dans des centrales nucléaires, en particulier ceux de TMI (1979), de Tchernobyl (1986) et de Fukushima (2011), des exigences de sûreté importantes ont été élaborées et mises en œuvre pour améliorer les concepts de sûreté alors en place. Elles préconisent un net renforcement de l'efficacité et de la fiabilité requises des équipements et des mesures, à tous les niveaux de protection de la défense en profondeur. Elles mettent l'accent sur

- l'amélioration de la fiabilité des systèmes de sécurité visant à maîtriser les accidents (troisième niveau de protection), p. ex. en assurant la redondance nécessaire des dispositifs de sécurité, également en cas d'opérations de maintenance, ainsi qu'en prenant des mesures de protection des dispositifs de sécurité redondants contre les défaillances de cause commune (p. ex. à la suite d'incendies ou inondations internes) ;
- la garantie de l'efficacité de tous les niveaux de protection de la défense en profondeur en cas d'agressions majeures d'origine externe comme les séismes, les inondations, les chutes d'avions. Les situations non maîtrisables et les conséquences radiologiques inadmissibles en résultant doivent être pratiquement éliminées<sup>6</sup>. Les démonstrations de la sûreté concernées doivent également tenir compte des agressions externes hors dimensionnement.

---

<sup>6</sup> La possibilité que certaines conditions apparaissent est considérée comme pratiquement éliminée si elles sont physiquement impossibles ou si, avec un niveau de certitude élevé, elles sont considérées extrêmement improbables [2].

- l'efficacité des mesures et équipements du quatrième niveau de protection visant à éliminer pratiquement les conséquences radiologiques inadmissibles en cas d'accidents de fusion du cœur par des mesures et équipements du plan d'urgence interne de prévention et de mitigation, notamment afin d'éliminer une défaillance par surpression de la cuve du réacteur dans des conditions de fusion du cœur.

Sur la base des connaissances actuelles, les exigences de sûreté peuvent être affectées aux niveaux de protection suivants de la défense en profondeur (illustration 1) :

	Ebenen im Konzept	Ziele der Ebenen	Maßgebliche Mittel	Anlagenzustände
Anlagenauslegung	Ebene 1	Vermeidung anomaler Betriebszustände	Konservative Auslegung, hohe Qualität	Normalbetrieb
	Ebene 2	Beherrschung des anomalen Betriebs	Betriebsüberwachung und Begrenzung	Betriebsstörungen
	Ebene 3	Beherrschung von Auslegungsstörfällen	Sicherheitssysteme, Störfallprozeduren	Auslegungsstörfälle
Auslegungsüberschreitende Zustände	Ebene 4	Beherrschung von Anlagenzuständen, die nicht in der Auslegung berücksichtigt wurden	Maßnahmen und Einrichtungen anlageninterner Notfallschutz	Ereignisse infolge Mehrfachversagen Unfälle
Katastrophenschutz	Ebene 5	Minderung der Auswirkungen bei Freisetzung radioaktiver Stoffe	Katastrophen- und Umgebungsschutz	

Illustration 1 : Niveaux de protection de la défense en profondeur

Dans ce concept de sûreté, les mesures et équipements d'assurance de la qualité, de prévention des événements et de maîtrise des événements des trois premiers niveaux de protection ainsi que le dimensionnement contre les agressions internes et externes doivent assurer une protection fiable et complète contre les matières radioactives présentes à l'intérieur de la centrale nucléaire.

À ce propos, le document [13] indique, en référence à la pratique de sûreté allemande en ce qui concerne la surveillance des centrales nucléaires en exploitation : Le « troisième niveau de protection sert à la maîtrise autonome des accidents à prendre en référence en vertu de l'article 49 de l'ordonnance sur la radioprotection et constitue, conformément au concept de sûreté allemand, la base essentielle de l'"*élimination pratique*" des dommages nucléaires. L'élimination pratique doit être, en particulier par la mise en

œuvre de mesures de sécurité diversifiées, redondantes, de grande qualité et soumises à des tests répétés, garantie de manière si indubitable que des connaissances qualifiées sur d'éventuelles améliorations « *non négligeables* » (!) de la sûreté devraient déjà suggérer l'inspection administrative d'une situation potentiellement génératrice de risques (article 19, paragraphe 3 de la loi sur le nucléaire – AtG. »

Selon les *Prescriptions de sûreté particulières : Conception* [2], dont les chapitres 1.2 et 1.3 indiquent qu'elles doivent s'appliquer tant aux centrales nucléaires nouvelles qu'aux centrales existantes, il faut également prévoir pour toutes les installations existantes un quatrième niveau de protection. Le quatrième niveau de protection a pour but, au moyen de mesures et d'équipements correspondants, de ramener les accidents et agressions majeures d'origine externe non gérés par le troisième niveau de protection (désignés par « conditions hors dimensionnement » dans [2]) à des états permettant de réaliser les objectifs de sûreté mentionnés plus haut (chapitre 2.2 en liaison avec la note de bas de page 6). Les mesures et équipements du quatrième niveau de protection doivent rester efficaces même en situation d'agression majeure d'origine externe.

Conformément à l'article 2.13 du document [2], l'indépendance entre les différents niveaux de protection de la défense en profondeur est particulièrement importante. En particulier, les mesures et les équipements du quatrième niveau de protection ne doivent pas être mis en œuvre pour compenser les lacunes de sûreté des niveaux de protection précédents [3].

Actuellement, ce sont notamment les exigences de sécurité des « Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression » [7], mises au point pour le dimensionnement du réacteur pressurisé européen (EPR), qui sont en vigueur en France. En ce qui concerne le quatrième niveau de protection, le document indique les événements résultant de défaillances multiples pertinents pour le dimensionnement (« conditions de fonctionnement avec défaillances multiples ») et les mesures et équipements nécessaires pour limiter les conséquences de situations avec fusion du cœur (« dispositions de protection contre les accidents avec fusion du cœur »).

En ce qui concerne l'applicabilité de ces prescriptions de sécurité, il existe également une déclaration de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), l'organisme expert public français, indiquant qu'en cas de prolongation de la durée d'exploitation des

centrales nucléaires françaises, il conviendrait de les mettre en conformité avec le niveau de sûreté de l'EPR [14] ou de réduire les différences avec l'EPR [23].

Dans son rapport sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France en 2014 [15], l'autorité de surveillance française, l'Autorité de Sûreté nucléaire (ASN) a souligné à ce propos que d'autres améliorations étaient nécessaires (« Des améliorations doivent lui être apportées pour la rapprocher des meilleurs standards de sûreté. »).

Il convient, conformément à l'obligation de respecter l'état de la science et de la technique, d'intégrer au référentiel pour l'évaluation du niveau de sûreté de la centrale nucléaire de Cattenom les exigences de sûreté énoncées pour l'EPR français dans [7].

Comme cela a déjà été indiqué, les centrales nucléaires du palier P'4, dont fait partie celle de Cattenom, reposent au plan de la sûreté sur une licence Westinghouse. Le concept de sûreté du REP<sup>7</sup> Westinghouse est décrit de manière exhaustive dans un document publié en 1984 [11].

Les exigences de sûreté qui ont alors présidé au dimensionnement des REP Westinghouse ne sont plus, à de nombreux égards, conformes à l'état de la science et de la technique, tel qu'il est p. ex. décrit pour l'EPR dans [7].

Nous étayerons la démonstration de cette affirmation avec les exemples suivants :

- Critère de défaillance unique (CDU)

Les exigences de sécurité appliquées dans les années 70 par l'USNRC, et qui étaient donc également valables pour le dimensionnement des centrales Westinghouse, sont décrites de façon exhaustive dans [16]. Il y est indiqué que les dispositifs assurant des fonctions de sûreté doivent être dimensionnés afin de pouvoir accomplir la fonction de sûreté nécessaire même en cas de défaillance d'un composant essentiel à cette fonction. Il s'agissait de garantir le contrôle de la capacité de fonctionnement même pendant l'exploitation. Selon [11], cette approche a été réalisée par une conception redondante

---

<sup>7</sup> REP – Réacteur à eau pressurisée

(n+1) du dispositif de sécurité concerné. L'exigence de contrôle des dispositifs de sécurité pendant l'exploitation a été rendue possible par l'adoption de règles correspondantes dans les prescriptions de service sur la base d'analyses de fiabilité.

Selon les exigences de sûreté actuelles, comme le *WENRA Ref.-Level E10.7*, et les documents [3] et [7], la réalisation des dispositifs de sécurité doit toutefois être de (n+2) afin qu'en cas de sollicitation, la résistance du dispositif de sécurité concerné aux défaillances uniques (n+1) soit garantie même lors d'opérations de maintenance<sup>8</sup> sur un élément de redondance.

Les dispositions administratives étendues, applicables p. ex. aux durées de réparation autorisées, aux contrôles en exploitation, etc., qui sont obligatoires pour les dimensionnements (n+1) afin d'assurer la redondance nécessaire en cas de sollicitation, ne s'appliquent pas aux dimensionnements (n+2).

- Agressions externes

Conformément au *WENRA Ref.-Level E5.2*, la sûreté de la centrale doit, outre les agressions majeures d'origine naturelle, être également garantie contre les agressions dues à l'activité de l'homme, comme les chutes d'avions, les explosions, les incendies, etc. Le *WENRA Ref.-Level F4.7* exige en outre que l'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur du réacteur et de la piscine des assemblages combustibles soit possible même en cas d'agression externe hors dimensionnement.

Le *WENRA Ref.-Level T4.2* exige que les installations nucléaires soient dimensionnées contre des agressions naturelles (p. ex. séismes, inondations) ayant une probabilité statistique de dépassement de  $10^{-4}$  par an. Des exigences similaires figurent dans [7], qui indique également que l'ensemble des mesures et équipements nécessaires à l'accomplissement de fonctions de sûreté doivent être dimensionnés contre les agressions externes. Dans un tel cas de sollicitation, les mesures et équipements non ou insuffisamment dimensionnés doivent être considérés comme défaillants lors de la procédure de justification nécessaire.

---

<sup>8</sup> Définition : cf. [3]

En ce qui concerne la prise en compte des agressions externes, les prescriptions de sûreté s'appliquant aux centrales nucléaires allemandes [3] exigent que le dimensionnement prenne pour référence les agressions externes les plus lourdes de conséquences. Parmi les agressions externes les plus lourdes de conséquences, il faut retenir celles qui, en vertu de l'état de la science et de la technique, pourraient se produire spécifiquement sur le site concerné. Il convient également d'envisager l'évolution future des caractéristiques du site au regard des agressions externes à prendre en considération.

Le document [11] indique que le dimensionnement des REP Westinghouse repose sur des charges externes particulièrement pertinentes pour le site. Il s'agit, entre autres, de charges résultant d'une onde de choc (suite à une réaction chimique), d'un séisme et de charges résultant d'agressions météorologiques. Le document ne se prononce pas explicitement sur la prise en compte des chutes d'avions lors du dimensionnement.

Selon [8, 18, 19], la réalisation des bâtiments des centrales nucléaires françaises les protégerait contre les chutes d'avions de petite taille (Cessna 210 ou Lear Jet 23), d'avions de chasse de type Phantom IV ou d'avions gros porteurs (cf. illustration 2).

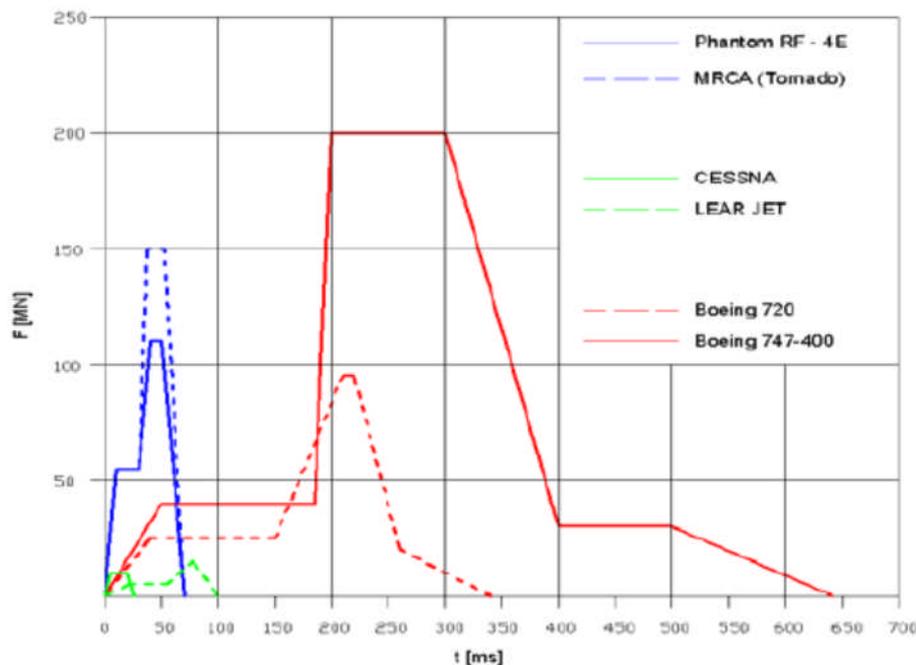


Illustration 2 : Diagrammes de chargement en fonction du temps pour différents types d'avion [20]

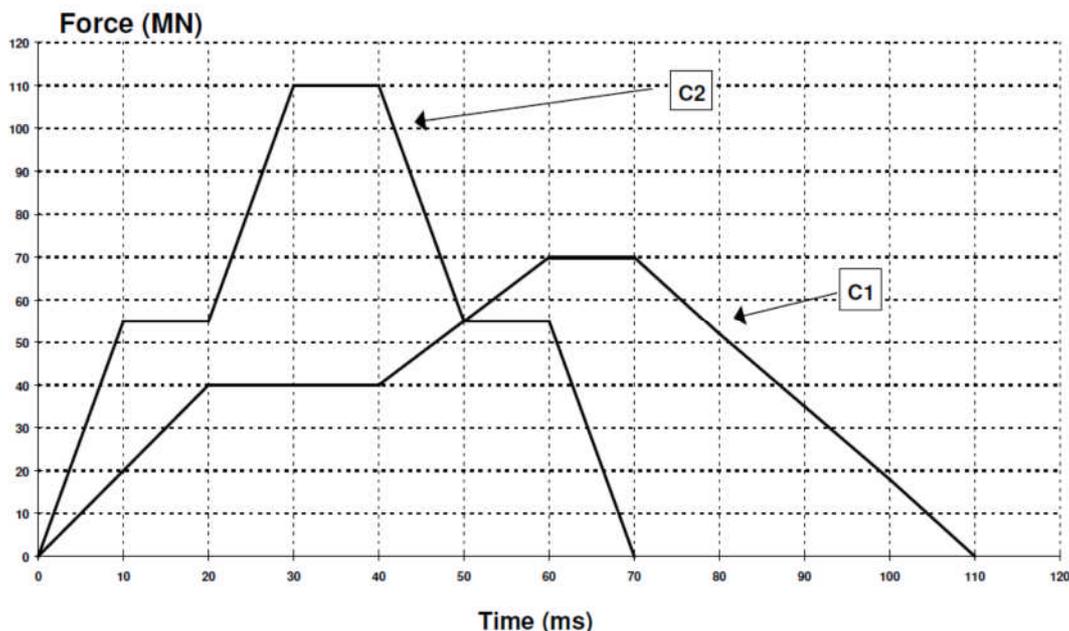


Illustration 3 : Diagrammes de chargement en fonction du temps<sup>9</sup> selon [5], [6], [7]

En fin de compte, en France, les décisions concrètes sur le dimensionnement des centrales nucléaires contre les charges dues à une chute d'avion reposent pourtant sur des critères probabilistes. Cette approche est décrite dans [21] :

“ Finally, the results of the evaluations are compared with levels which relate to hazards of external origin, i.e.:

- Probability of unacceptable release of radioactive substances at site boundary =  $10^{-6}$  /year . unit . safety function, for the whole of the external hazards associated with human activities,
- Probability of event occurring =  $10^{-7}$  /year . unit . safety function . hazard category (commercial, military or general aviation aircraft).

These statistical studies lead to the conclusion that, as far as the structures of standard 1300 MWe plants are concerned, the only risk to be provided for in France is that resulting from the crash of a general aviation aircraft. Two types of general aviation aircraft are taken into account in the design of these buildings:

---

<sup>9</sup> Précisions sur C1 et C2 dans [7]

- A 'hard' projectile (with mainly perforating action): engine (0.2 t) of single-engined CESSNA 210 (1.5 t at 360 km/h);
- A 'soft' projectile (causing mainly shock of impact): twin-engined LEAR JET (5.7 t at 360 km/h).”

Les *WENRA Ref.-Levels* ne contiennent pas d'information sur les hypothèses de chargement à appliquer pour le dimensionnement de l'installation en cas de chute d'avion.

Selon [19], les centrales nucléaires françaises ont donc été dimensionnées sur la base des analyses probabilistes susmentionnées afin de résister aux agressions de « petits avions civils (aviation générale, de masse inférieure à 5,7 tonnes) ». On ignore dans quelle mesure il existe depuis des considérations plus récentes sur l'évaluation de la centrale nucléaire de Cattenom face au risque résultant des chutes d'avions.

En Allemagne, les prescriptions de protection des centrales nucléaires contre les chutes d'avions sont décrites dans le document [3], qui indique que les bâtiments des centrales nucléaires doivent garantir une protection suffisante contre les effets résultant de la chute aléatoire d'un appareil militaire volant à grande vitesse.

L'illustration 3 présente l'état de la science et de la technique en ce qui concerne le dimensionnement des mesures de protection contre les chutes d'avions. Au sens de l'ordre, dans la mesure où l'expertise doit s'appuyer sur l'état de la science et de la technique, les documents [4], [5], [6] et [7] sont pertinents pour l'évaluation des mesures et équipements de protection contre les chutes d'avions. Ils imposent de protéger les systèmes et dispositifs nécessaires à la sûreté d'une centrale nucléaire de sorte que ni les agressions directes (pénétration), ni les vibrations induites ne nuisent à leur efficacité et compromettent ainsi l'accomplissement leurs fonctions de sûreté.

- Quatrième niveau de protection

Comme les *Prescriptions de sûreté particulières de l'AIEA* [2] et les exigences de sécurité s'appliquant en France [7], l'*Issue F* des *WENRA Ref.-Levels* exige pour les centrales nucléaires en exploitation que les situations hors dimensionnement soient gérées dans une mesure permettant de réaliser les valeurs radiologiques visées au chapitre 2.2 en liaison avec la note de bas de page 6. La réglementation nucléaire allemande exige la

présence d'un quatrième niveau de protection. La capacité de fonctionnement des mesures et équipements nécessaires à ce niveau doit être garantie, même en cas d'agressions externes simultanées [3].

Les indications sur le dimensionnement des REP Westinghouse [11] ne fournissent pas d'informations concrètes sur la façon de gérer les situations hors dimensionnement ou sur la mise en place d'un quatrième niveau de protection. Suite à l'accident de la centrale nucléaire de TMI en 1979, la France a mis au point des procédures d'exploitation dont la mise en œuvre est décidée en fonction de la situation et qui visent, en cas de dysfonctionnement et d'accident, à ramener les centrales à un état de fonctionnement sûr. Les situations hors dimensionnement sont également prises en compte [23]. Cinq procédures dites « H » (H1 – H5) décrivent la marche à suivre en cas d'accidents liés à la défaillance de dispositifs de sécurité. Cinq autres procédures, dites « U », traitent la marche à suivre pour limiter les conséquences d'accidents<sup>10</sup>. Le document [23] signale en revanche que la robustesse des mesures et équipements mentionnés dans les procédures est discutable en ce qui concerne leur capacité de fonctionnement en cas d'agressions externes, particulièrement hors dimensionnement.

### 2.3 WENRA Ref.-Levels applicables

Comme indiqué au point 2.1, le contrôle du dimensionnement de sûreté doit se faire essentiellement selon les exigences de sécurité de nature plus technique (*WENRA Ref.-Level*) figurant dans sept *Safety Issues*. Les *WENRA Ref.-Levels* suivants sont particulièrement importants pour le contrôle du dimensionnement de sûreté :

IssueE:

---

<sup>10</sup>« ..... , it was concluded that some additional procedures were needed to manage some accidental situations leading to the loss of some redundant safety systems. Five procedures “H” were established for the management of such situations :

- H1: loss of heat sink,
- H2: loss of normal and emergency steam generator feedwater system,
- H3: station black-out,
- H4: mutual rescue of containment heat removal system (CHRS) and safety injection systems,
- H5: site protection in case of river flooding.

**In addition, five other procedures were established to limit the accident consequences whatever its cause.**

- U1: use of all water injection means into the vessel for the core cooling,
- U2: management of containment leakage,
- U3: mobile equipments to cope with the failure of CHRS or safety injection systems,
- U4: suppression of leakage paths in the basemat,
- U5: management of slow containment overpressurization by a filtered containment venting.”[23]

- E5.1 Internal events such as loss of coolant accidents, equipment failures, maloperation and internal hazards, and their consequential events, shall be taken into account in the design of the plant.<sup>11</sup> The list of events shall be plant specific and take account of relevant experience and analysis from other plants.
- E5.2 External hazards shall be taken into account in the design of the plant. In addition to natural hazards, human made external hazards – including airplane crash and other nearby transportation, industrial activities and site area conditions which reasonably can cause fires, explosions or other threats to the safety of the nuclear power plant – shall as a minimum be taken into account in the design of the plant according to site specific conditions.
- E6.1 Credible combinations of individual events, including internal and external hazards, that could lead to anticipated operational occurrences or design basis accidents, shall be considered in the design. Deterministic and probabilistic assessment as well as engineering judgement can be used for the selection of the event combinations.
- E8.3 Only systems that are suitably safety classified can be credited to carry out a safety function. Non safety classified systems shall be assumed to operate only if they aggravate the effect of the initiating event.
- E8.5 The safety systems shall be assumed to operate at their performance level that is most penalising for the initiator.
- E9.2 A failure in a system intended for normal operation shall not affect a safety function.
- E9.5 For sites with multiple units, appropriate independence between them shall be ensured.
- E10.6 For times when the main control room is not available, there shall be sufficient monitoring and control equipment available, preferably at a single location that is physically, electrically and functionally separate from the main control room, so that, if the main control room is unavailable, the reactor can be placed and maintained in a shut down state, residual heat can be removed from the reactor and spent fuel

---

<sup>11</sup> En ce qui concerne les autres exigences relatives à la prise en compte des agressions majeures d'origine interne, nous renvoyons aux normes de sûreté de l'AIEA NS-G-1.7 et NS-G-1.11.

storage, and the essential plant parameters, including the conditions in the spent fuel storages, can be monitored.

- E10.7 Redundancy and independence designed into the protection system shall be sufficient at least to ensure that:
  - no single failure results in loss of protection function; and
  - the removal from service of any component or channel does not result in loss of the necessary minimum redundancy.
- E10.11 It shall be ensured that the emergency power supply is able to supply the necessary power to systems and components important to safety, in any operational state or in a design basis accident, on the assumption of a single failure and the coincidental loss of off-site power.

Issue F:

- F1.1 As part of defence in depth, analysis of Design Extension Conditions (DEC) shall be undertaken with the purpose of further improving the safety of the nuclear power plant by:
  - enhancing the plant's capability to withstand more challenging events or conditions than those considered in the design basis,
  - minimising radioactive releases harmful to the public and the environment as far as reasonably practicable, in such events or conditions.
- F1.2 There are two categories of DEC:
  - DEC A for which prevention of severe fuel damage in the core or in the spent fuel storage can be achieved;
  - DEC B with postulated severe fuel damage.

The analysis shall identify reasonably practicable provisions that can be implemented for the prevention of severe accidents. Additional efforts to this end shall be implemented for spent fuel storage with the goal that a severe accident in such storage becomes extremely unlikely to occur with a high degree of confidence.

In addition to these provisions, severe accidents shall be postulated for fuel in the core and, if not extremely unlikely to occur with a high degree of confidence, for

spent fuel in storage, and the analysis shall identify reasonably practicable provisions to mitigate their consequences.

- F2.2 The selection process for DEC A shall start by considering those events and combinations of events, which cannot be considered with a high degree of confidence to be extremely unlikely to occur and which may lead to severe fuel damage in the core or in the spent fuel storage. It shall cover:
  - Events occurring during the defined operational states of the plant;
  - Events resulting from internal or external hazards;
  - Common cause failures.

Where applicable, all reactors and spent fuel storages on the site have to be taken into account. Events potentially affecting all units on the site, potential interactions between units as well as interactions with other sites in the vicinity shall be covered.

- F4.5 The NPP site shall be autonomous regarding supplies supporting safety functions for a period of time until it can be demonstrated with confidence that adequate supplies can be established from off site.
- F4.7 There shall be sufficient independent and diverse means including necessary power supplies available to remove the residual heat from the core and the spent fuel. At least one of these means shall be effective after events involving external hazards more severe than design basis events.
- F4.12 High pressure core melt scenarios shall be prevented.
- F4.13 Containment degradation by molten fuel shall be prevented or mitigated as far as reasonably practicable.
- F4.15 Adequately qualified instrumentation shall be available for DEC for determining the status of plant (including spent fuel storage) and safety functions as far as required for making decisions.
- F4.17 Adequate power supplies during DEC shall be ensured considering the necessary actions and the timeframes defined in the DEC analysis, taking into account external hazards.
- F4.18 Batteries shall have adequate capacity to provide the necessary DC power until re-charging can be established or other means are in place.

Issue T:

- T2.1 All natural hazards that might affect the site shall be identified, including any related hazards (e.g. earthquake and tsunami). Justification shall be provided that the compiled list of natural hazards is complete and relevant to the site.
- T4.1 Design basis events shall be defined based on the site specific hazard assessment.
- T4.2 The exceedance frequencies of design basis events shall be low enough to ensure a high degree of protection with respect to natural hazards. A common target value of frequency, not higher than  $10^{-4}$  per annum, shall be used for each design basis event. Where it is not possible to calculate these probabilities with an acceptable degree of certainty, an event shall be chosen and justified to reach an equivalent level of safety. For the specific case of seismic loading, as a minimum, a horizontal peak ground acceleration value of 0.1g (where 'g' is the acceleration due to gravity) shall be applied, even if its exceedance frequency would be below the common target value.
- T4.3 The design basis events shall be compared to relevant historical data to verify that historical extreme events are enveloped by the design basis with a sufficient margin.
- T5.4 For design basis events, SSCs identified as part of the protection concept with respect to natural hazards shall be considered as important to safety.
- T6.1 Events that are more severe than the design basis events shall be identified as part of DEC analysis. Their selection shall be justified. Further detailed analysis of an event will not be necessary, if it is shown that its occurrence can be considered with a high degree of confidence to be extremely unlikely.

### **3 Description de la centrale nucléaire de Cattenom**

La description de la centrale repose pour l'essentiel sur des informations provenant des sources suivantes :

- Électricité de France : Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima, 15 septembre 2011 [24]

- Rapport final sur le test de résistance de la centrale nucléaire de Cattenom [25]
- Autorité de Sûreté Nucléaire : Évaluations complémentaires de sûreté, Rapport de l'Autorité de Sûreté Nucléaire, décembre 2011 [22]

### 3.1 Informations générales

Le groupe électrique français EDF exploite 58 tranches nucléaires à REP<sup>12</sup> sur un total de dix-neuf sites [26] (cf. illustration 4). Un réacteur de type EPR [27] est en construction depuis le 3 décembre 2007 sur le site de Flamanville. Les installations en exploitation en France ont été dimensionnées, construites et mises en service avant 2000. Le dernier réacteur mis en service est celui de Civeaux-2 (1999).

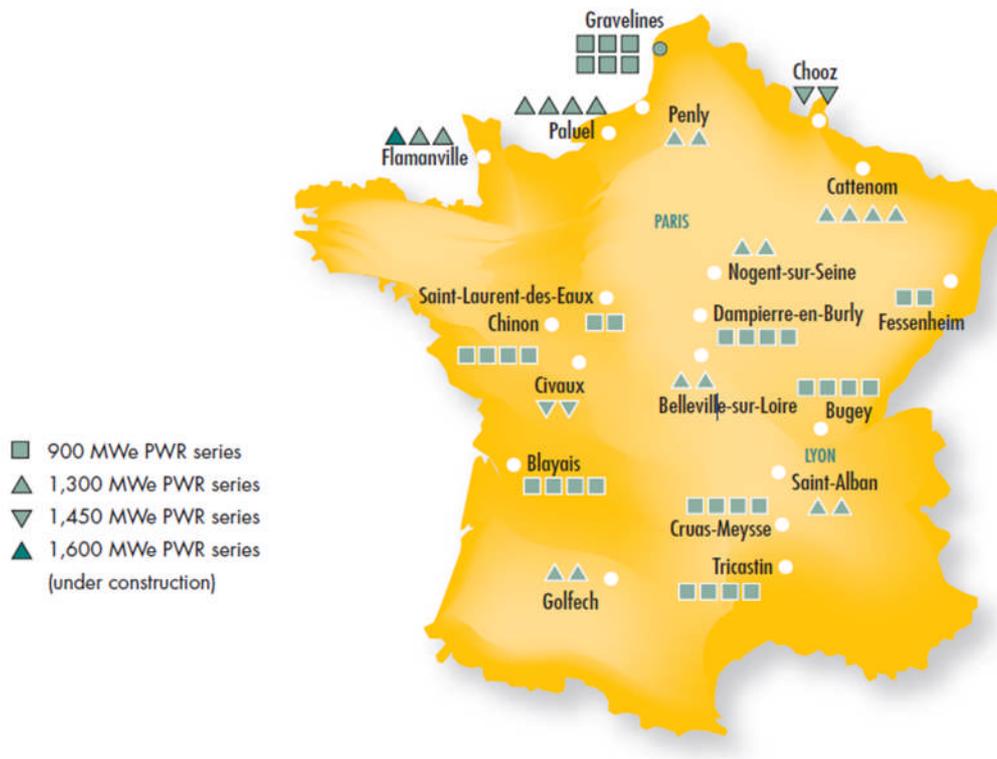


Illustration 4 : Implantation des réacteurs électronucléaires en France<sup>13</sup>

<sup>12</sup> REP – Réacteur à eau pressurisée (anglais : Pressurized Water Reaktor – PWR))

<sup>13</sup> [http://www.asn.fr/annual\\_report/2011fr/fichiers/RA2011\\_Complet.pdf](http://www.asn.fr/annual_report/2011fr/fichiers/RA2011_Complet.pdf), p.321

Les deux tranches de la centrale nucléaire de Fessenheim ont été les premiers réacteurs du palier dit CP0 à être mis en service (respectivement en 1977 et 1978). Les quatre autres réacteurs de ce palier se trouvent sur le site du Bugey. La conception du palier CP0 est dérivée du dimensionnement Westinghouse à trois boucles de refroidissement datant des années 70. La puissance électrique nette est d'environ 900 MW. Les six tranches du palier CP0 et les vingt-huit tranches des paliers suivants CP1 et CP2, regroupés sous le vocable CPY, d'une puissance nette d'environ 900 MW chacune, sont encore en exploitation.

Les vingt réacteurs de 1300 MWe se répartissent entre :

- les tranches P4 de Flamanville, Paluel et Saint-Alban et
- les tranches P'4 de Belleville-sur-Loire, Cattenom, Golfech, Nogent-sur-Seine et Penly.

Contrairement aux réacteurs du palier CPY, les tranches de 1300 MWe ont quatre boucles de refroidissement.

Ces installations ont des enceintes de confinement à double paroi. On signalera toutefois comme défaut l'absence de liner métallique, ce qui, selon [39], rend l'installation vulnérable aux projections de débris et aux autres agressions.

La principale différence de conception entre les paliers P4 et P'4 est la taille des bâtiments réacteur et des salles des machines, plus petits sur les réacteurs P'4 afin de réduire les coûts des travaux [28].

Les travaux de la première tranche nucléaire<sup>14</sup> sur le site de la centrale de Cattenom ont commencé le 29 octobre 1979. La tranche a été mise en service le 13 novembre 1986. Trois autres tranches, mises en chantier entre 1980 et 1983, sont entrées en service le 17 septembre 1987, le 6 juillet 1990 et le 27 mai 1991.

Le site de Cattenom a été construit une vingtaine de mètres au-dessus du niveau de la Moselle afin d'éviter le risque d'inondation. Il dispose d'une retenue artificielle, le lac du Mirgenbach, d'une capacité d'environ 7,2 millions de m<sup>3</sup>, et dans lequel est prélevée de

---

<sup>14</sup> <https://www.lenergieenquestions.fr/quest-ce-quune-tranche-nucleaire/>

l'eau de refroidissement. Le lac du Vieux Pré, dans les Vosges, constitue une réserve d'eau supplémentaire d'environ 60 millions de m<sup>3</sup>. Il est chargé, en cas d'urgence, de fournir de l'eau afin de maintenir la Moselle à un niveau suffisant pour assurer le refroidissement. Le barrage et son mur sont soumis aux risques sismiques locaux.

La centrale nucléaire de Cattenom se trouve à douze kilomètres de la frontière allemande et à neuf kilomètres de la frontière luxembourgeoise. Thionville est la ville française d'importance la plus proche. Avec ses quatre réacteurs, Cattenom est la troisième plus grande centrale française par ordre de puissance (cf. illustrations 5 et 6). Sa production représente environ 8 % de l'électricité produite en France par EDF. En termes de puissance, c'est la septième plus grande centrale au monde [29].



Illustration 5 : Site de la centrale nucléaire de Cattenom (source : Google Maps<sup>15</sup>)

---

<sup>15</sup> <https://www.google.fr/maps/@49.3934859,6.2226488,18871m/data=!3m1!1e3>



Illustration 6 : Centrale nucléaire de Cattenom (source : <http://www.asn.fr/L-ASN/ASN-en-region/Division-de-Strasbourg/Centrales-nucleaires/Centrale-nucleaire-de-Cattenom>)

### 3.2 Indications relatives à la centrale nucléaire de Cattenom

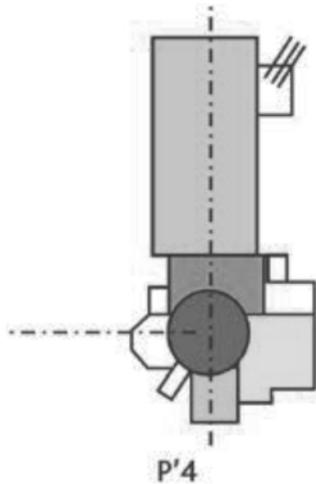


Illustration 7 : Vue de deux tranches de la centrale nucléaire de Cattenom (source : Google Maps<sup>16</sup>)

Les quatre bâtiments réacteur (illustration 6) jouxtent les bâtiments abritant les piscines de stockage du combustible usé. Les piscines de stockage des assemblages combustibles se trouvent donc à l'extérieur des bâtiments réacteur, dans des bâtiments séparés jouxtant ces derniers (illustrations 7 et 8). Les bâtiments des piscines de stockage sont composés d'une toiture métallique et de murs en béton d'environ 30 cm d'épaisseur. La surpression qui pourrait se former à l'intérieur du hall piscine par évaporation de réfrigérant peut être libérée dans l'environnement par un orifice de décharge à l'atmosphère dont l'ouverture est réglementée par des procédures correspondantes.

---

<sup>16</sup><https://www.google.fr/maps/@49.4117532,6.2226488,716a,20y,41.49t/data=!3m1!1e3>



- Nuclear island:
- Reactor building
  - Nuclear auxiliary building
  - Fuel building
  - Electrical and safeguard building (900, 1300 and 1450 MWe)
  - Safeguard auxiliary building (EPR)
- Turbine island:
- Turbine hall

Illustration 8 : Représentation schématique des réacteurs P'4 [38]

Dans les centrales allemandes à REP, les piscines de stockage du combustible se trouvent en revanche à l'intérieur de l'enceinte de confinement, dans le bâtiment réacteur. Cela les protège contre les agressions externes, p. ex. en cas de chute d'avion, et garantit la rétention des produits de fission en cas d'endommagement des assemblages combustibles.

### 3.2.1 Indications relatives à la technique des procédés

L'illustration 9 fournit un schéma de principe d'installation générale d'un réacteur électronucléaire applicable à la centrale de Cattenom.



est assurée par le circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA), suivi du circuit de réfrigération intermédiaire (RRI) et du circuit d'eau brute secourue (SEC). Le système de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA) équipant le côté primaire de chaque tranche est composé pour l'essentiel de deux pompes basse pression et des échangeurs de chaleur. La chaleur du réfrigérant primaire est évacuée par l'intermédiaire du circuit de réfrigération intermédiaire suivi du circuit d'eau brute secourue. Le circuit d'eau brute secourue a une alimentation électrique de secours et est qualifié au séisme.

Le système de contrôle chimique et volumétrique (RCV) assure la borication du circuit primaire. Le système RCV a une alimentation électrique de secours et est qualifié au séisme. Il est alimenté en eau déminéralisée et en acide borique par le circuit d'appoint en eau et bore (REA). Le circuit d'appoint en eau et bore est qualifié au séisme.

Le réservoir d'eau borée (PTR) sert, dans des conditions accidentelles, à alimenter en réfrigérant le circuit d'aspersion de secours (EAS) de l'enceinte de confinement et le circuit d'injection de sécurité (RIS). Les circuits RRI et SEC complètent la chaîne de refroidissement. L'alimentation en réfrigérant se fait d'abord à partir du réservoir PTR, puis des puisards du bâtiment.

La chaleur du circuit de réfrigération intermédiaire est évacuée par des échangeurs de chaleur refroidis à l'eau brute secourue. Le circuit de réfrigération intermédiaire a une alimentation électrique de secours et les deux systèmes sont qualifiés au séisme.

La prise d'eau de refroidissement alimentant le circuit d'eau brute secourue se fait au niveau de l'ouvrage de prise d'eau via le système de filtres de l'alimentation en eau de refroidissement.

Le circuit d'aspersion de secours (EAS) sert à évacuer la chaleur de l'enceinte de confinement en cas d'accident de perte de réfrigérant. Ses composants principaux sont deux pompes basse pression et les échangeurs de chaleur associés. La chaleur est évacuée par l'intermédiaire du circuit de réfrigération intermédiaire et du circuit d'eau brute secourue. En fonction du déroulement de l'événement, le réfrigérant est prélevé dans le réservoir d'eau borée (PTR) ou dans le puisard de l'enceinte de confinement puis, après dissipation de chaleur correspondante, pulvérisé à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Le circuit d'aspersion de secours de l'enceinte de confinement a une alimentation électrique de secours et est qualifié au séisme.

Les principaux éléments composant le circuit d'injection de sécurité (RIS) sont un réservoir d'eau borée et un réservoir d'acide borique concentré destiné à maintenir la sous-criticité. Le circuit d'injection de sécurité est également composé de quatre accumulateurs, de deux pompes d'injection moyenne pression et de deux pompes d'injection basse pression qui peuvent prélever le réfrigérant aussi bien dans le réservoir PTR que dans le puisard de l'enceinte de confinement. En cas d'accident de perte de réfrigérant, les deux pompes d'injection moyenne pression alimentent le circuit primaire à une pression d'environ 120 bar. Les quatre accumulateurs alimentent le circuit primaire dès que sa pression descend en dessous de 40 bar. À basse pression (env. 20 bar), l'injection de réfrigérant est assurée par deux pompes d'injection basse pression. Le circuit d'injection de sécurité a une alimentation électrique de secours et est qualifié au séisme.

Les soupapes de sécurité (SEBIM) du pressuriseur servent à la limitation et à la décharge de la pression côté primaire. Leur maintien en position ouverte exige une alimentation électrique et une commande.

Les composants principaux du circuit de refroidissement de la piscine de stockage du combustible sont deux pompes basse pression et les échangeurs de chaleur associés. La chaleur est évacuée par l'intermédiaire du circuit de réfrigération intermédiaire et du circuit d'eau brute secourue. Le circuit de refroidissement de la piscine a une alimentation électrique de secours et est qualifié au séisme.

La protection du circuit secondaire contre la surpression est assurée par des vannes de sûreté qui déchargent de la vapeur vive dans l'atmosphère en cas de sollicitation. Ces vannes vapeur sont qualifiées au séisme.

Le système d'air comprimé fournit l'air comprimé nécessaire au fonctionnement des vannes vapeur et des turbopompes alimentaires. Les conduites, les vannes et les réserves d'air comprimé du système d'air comprimé sont qualifiées au séisme.

### 3.2.2 Indications relatives à l'alimentation électrique

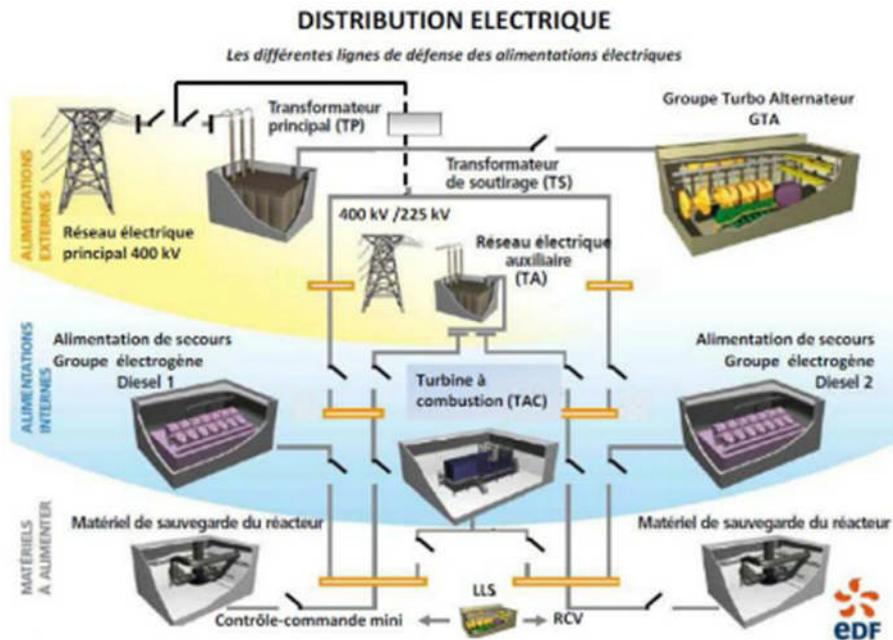


Illustration 10 : Schéma de principe de la distribution électrique (source : EDF [24])

Chaque tranche est raccordée au réseau 400 kV par un transformateur principal (TP) et au réseau 225 kV par un transformateur auxiliaire (TA). Le raccordement au réseau électrique auxiliaire permet l'alimentation des auxiliaires et un appui réciproque entre tranches.

Chaque tranche est équipée de deux groupes diesel de secours, la capacité d'un groupe étant censée suffire à alimenter en électricité un élément de redondance des dispositifs de sécurité importants indispensables en cas d'accident.

La centrale nucléaire de Cattenom, comme les autres centrales françaises de 1300 MWe du palier P'4, est équipée d'une turbine à gaz supplémentaire (turbine à combustion, TAC) assurant l'alimentation électrique de secours sur le site. En cas de sollicitation, cette turbine peut être commutée manuellement sur les barres collectrices d'alimentation

électrique de secours. La capacité est indiquée comme suffisante à l'alimentation électrique des équipements d'une tranche importants pour la sûreté indispensables en cas d'accident. La turbine TAC n'est pas qualifiée au séisme.

Chaque tranche est équipée d'un turboalternateur (LLS) à vapeur vive permettant d'alimenter certains équipements électriques. Le système est qualifié au séisme.

Afin de surmonter une période sans alimentation jusqu'à la montée en puissance des groupes diesel de secours et d'assurer des fonctions importantes même en cas de perte totale de l'alimentation en courant alternatif, les tranches sont en outre équipées de barres collectrices d'alimentation en courant continu et alternatif alimentées par batteries. Les batteries auraient une autonomie d'une heure environ. Les barres collectrices sont qualifiées au séisme.

Le raccordement au réseau électrique auxiliaire permet aussi d'alimenter la centrale nucléaire à partir de sources externes, comme la centrale hydroélectrique de Revin-Saint-Nicolas, par exemple.

En cas de dysfonctionnement de l'alimentation électrique, il y a un délestage avec alimentation par le transformateur de soutirage (TS).

Les diesels de secours alimentent les deux distributions de secours de 6,6 kV de la tranche concernée et, en cas de dysfonctionnement, sont démarrés automatiquement par la chute de tension sur les barres collectrices d'alimentation de secours. Les réserves en carburant diesel présentes sur le site de la centrale sont indiquées comme permettant une autonomie de 3,5 jours. L'alimentation des groupes en carburant diesel serait également assurée au-delà de cette période. L'exploitant indique que des contrats nationaux correspondants ont été conclus.

L'alimentation des diesels de secours en eau de refroidissement assurerait leur fonctionnement pendant plus de deux semaines. Les réserves d'air comprimé sont censées permettre au moins cinq essais de démarrage par groupe diesel. Leur appoint est assuré par des générateurs d'air comprimé dédiés. Les diesels de secours ne dépendent donc pas du système d'air comprimé. Les diesels de secours et les barres collectrices d'alimentation de secours sont qualifiés au séisme.

### **3.3 Indications relatives aux mesures et équipements du plan d'urgence interne**

Les tranches sont équipées d'un système de décompression-filtration de l'enceinte de confinement. En cas de sollicitation, la décompression de l'enceinte de confinement est engagée par des soupapes à commande manuelle. En cas de décompression, l'atmosphère de l'enceinte de confinement traverse un filtre métallique chargé de retenir 90 % des aérosols. Ce filtre métallique existe en un exemplaire sur chaque tranche. Il est suivi d'un filtre à sable assurant la suite de la filtration [24]. La décompression-filtration est prévue au plus tôt 24 heures après que la pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement a atteint la pression de dimensionnement. La pression de déclenchement est comprise entre 5 et 6 bar. Le filtre métallique et les conduites à l'intérieur de l'enceinte de confinement sont qualifiés au séisme, pas le filtre à sable.

Des recombineurs autocatalytiques passifs chargés d'éliminer l'hydrogène produit lors des accidents des réacteurs seraient installés dans les réacteurs.

Des mesures d'urgence internes sont prévues pour faire face à une perte d'alimentation électrique de la centrale. Il s'agit de la réalimentation par le réseau externe, de l'utilisation de sources électriques externes ou d'une liaison transversale avec une autre tranche. Des mesures sont également prévues en cas de perte de la source froide sur le site (cf. les opérations indiquées dans les procédures ultimes (« U ») pour les situations hors dimensionnement [23]).

Le document [41] indique des stratégies de prévention des accidents de fusion du cœur et d'atténuation des conséquences de ce type d'accident, mais l'éventualité d'un percement de la cuve du réacteur par le cœur en fusion suivi d'une libération par destruction du radier (épaisseur : 2,8 m) ne peut pas être exclue. Le *WENRA Ref.-Level F4.13* exige en revanche des mesures de prévention de libérations accidentelles suite à une fusion du cœur.

Le *WENRA Ref.-Level F 4.12* exige l'élimination d'une défaillance de la cuve du réacteur en cas de fusion du cœur sous pression élevée à l'intérieur de la cuve. Le document [41] indique que les soupapes de sûreté (SEBIM) du pressuriseur ont été qualifiées en con-

séquence. On ne dispose toutefois pas d'informations plus précises et vérifiables indiquant que les soupapes SEBIM peuvent fonctionner de manière fiable dans des conditions de fusion du cœur.

Suite aux analyses de robustesse post-Fukushima, la création d'une force d'action rapide du nucléaire (FARN) a été ordonnée pour le site de Cattenom et les autres centrales nucléaires françaises [30]. La FARN doit être en mesure d'intervenir dans les 24 heures suivant un événement sur n'importe quel site nucléaire français et d'y prendre en charge les installations en mettant en œuvre des moyens mobiles et du personnel spécialement qualifié.

En outre, l'ASN a prescrit la mise en place d'un « noyau dur » (« hardened safety core ») ([31, 34]) ayant notamment les objectifs suivants :

- prévenir la fusion du cœur, même si plusieurs tranches d'une centrale sont affectées de manière prolongée par des agressions externes ;
- limiter les conséquences d'un accident grave par des dispositifs capables de limiter le dégagement de radioactivité dans l'environnement, même en cas d'agressions externes hors dimensionnement.

D'ici la réalisation du noyau dur, il est prévu d'utiliser des groupes électrogènes diesel d'ultime secours (DUS) (cf. chapitre 4.2.3.2). Ils sont notamment chargés de fournir la puissance nécessaire au fonctionnement d'une pompe alimentaire de secours et d'une pompe d'injection dans la cuve du réacteur. Par ailleurs, la puissance doit être suffisante pour alimenter les vannes d'isolement du bâtiment et la ventilation du poste de contrôle, du bâtiment des auxiliaires et du bâtiment de la piscine de stockage du combustible.

Les dispositifs associés au noyau dur doivent être dimensionnés pour faire face à des agressions externes supérieures à celles retenues pour le dimensionnement de la centrale nucléaire [32, 33, 42], mais on ne dispose pas d'indications précises à ce propos.

Le noyau dur vise à ajouter au concept de sûreté des centrales existantes en France des fonctions nécessaires du plan d'urgence interne du quatrième niveau de protection (p. ex. fonctions d'alimentation en réfrigérant côté primaire et secondaire) et des procédures comparables au système de secours mis en œuvre en Allemagne (p. ex. bunkérisation de dispositifs importants pour la sûreté) [31]. Une liste des dispositifs importants pour la sûreté réunis au sein du noyau dur est jointe en annexe 1. Une période longue,

jusqu'à 2020 et au-delà, est prévue pour la réalisation du noyau dur dans les centrales nucléaires françaises<sup>18</sup> [33].

De même, la mise en place des dispositifs requis par le *WENRA Ref.-Level F4.15* pour assurer le diagnostic de l'état de l'installation et l'identification de mesures en situation hors dimensionnement exige des délais encore plus longs [33].

Les installations allemandes disposent, dans le cadre du plan d'urgence interne de prévention et de mitigation, de mesures et d'équipements du quatrième niveau de protection et de dispositifs de sauvegarde destinés à garantir les fonctions de sûreté nécessaires, même en cas de chute d'avion, par exemple. Les exigences en matière de dimensionnement, de fiabilité et d'efficacité des mesures et équipements du quatrième niveau de protection et des dispositifs de sauvegarde s'appliquant aux installations allemandes sont détaillées dans [3].

## **4 Évaluation du niveau de sûreté**

Comme indiqué au chapitre 2, le dimensionnement de la centrale nucléaire de Cattenom en matière de sûreté est conforme aux exigences de sûreté en vigueur dans les centrales nucléaires dans les années 1970.

Depuis, ces exigences ont connu des évolutions majeures en termes de gestion opérationnelle de la sûreté, de l'administration de la preuve, d'interaction homme-machine, d'introduction du contrôle-commande numérique et d'exécution technique du concept de sûreté des centrales nucléaires. Les exigences en matière d'exécution technique concernent en particulier :

- une vaste extension du concept de défense en profondeur par l'ajout d'un niveau de sûreté supplémentaire, le quatrième<sup>19</sup>

---

<sup>18</sup> On notera qu'on ne dispose pas de précisions sur l'état de la réalisation des mesures répertoriées dans [33].

<sup>19</sup> Cf. les *WENRA Ref.-Level F1.2* et *F2.2* au chapitre 4.1

- une prise en compte étendue des agressions internes affectant plusieurs files redondantes, comme les incendies internes, p. ex.<sup>20</sup>
- une prise en compte étendue d'agressions externes, également hors dimensionnement, affectant l'ensemble du site<sup>21</sup> :
  - séismes ;
  - inondations ;
  - chutes d'avions.

Les impacts des séismes et inondations sur le site ont été soumis à une évaluation de grande ampleur (cf. document [25]). Une analyse de la conformité aux *WENRA Ref.-Levels* correspondants figure au chapitre 4.2.

Comme indiqué précédemment, un point essentiel de l'évaluation du concept de sûreté est de savoir dans quelle mesure la centrale nucléaire de Cattenom peut faire face aux charges résultant d'agressions majeures d'origine externe. Ainsi, des séismes, des inondations ou des chutes d'avion peuvent entraîner dans la centrale des déroulements d'événements dont la maîtrise exige certains dispositifs de sécurité (cf. *WENRA Ref.-Level F2.2*). Ces dispositifs eux-mêmes doivent également être dimensionnés pour résister aux charges résultant de ces agressions et apporter ainsi la contribution prévue à la maîtrise de l'événement. Les dispositifs qui ne sont pas dimensionnés contre de telles charges doivent être considérés comme défaillants en cas de sollicitation et donc classés comme inopérants lors de l'administration de la preuve.

Il convient par ailleurs, notamment sur la base des enseignements de l'accident de la centrale japonaise de Fukushima, de protéger également les centrales contre les agressions externes hors dimensionnement (*WENRA Ref.-Level F1.1, F4.7*).

---

<sup>20</sup> Cf. le *WENRA Rev.-Level E5.1* et [35]

<sup>21</sup> Cf. les *WENRA Rev.-Level E5.2, T2.1, T4.1* et *T6.1* au chapitre 4.1

## 4.1 Agressions majeures d'origine externe

Selon les indications figurant dans [21, 24] et l'évaluation du document [25], le dimensionnement de la centrale nucléaire de Cattenom a tenu compte des agressions externes spécifiques au site (séismes et inondations). Il existe également en France un concept de prise en compte des charges issues d'une chute d'avion lors du dimensionnement des centrales nucléaires [36]. Dans cette mesure, on peut donc considérer que les exigences du *WENRA Ref.-Level E5.2* sont en principe remplies.

### 4.1.1 Séismes, inondations

Il ressort du rapport final [25] évaluant les résultats de l'essai de résistance de la centrale nucléaire de Cattenom [24] que le dimensionnement de la centrale correspond à un séisme d'une probabilité statistique de dépassement de  $10^{-4}$  par an et qu'il serait donc en principe conforme aux exigences du *WENRA Ref.-Level T4.2*. Or, le document [25] indique « que certains dispositifs isolés importants, comme des systèmes partiels de l'alimentation en eau de refroidissement issue de la Moselle ou le dispositif de décompression protégeant l'enceinte de confinement en cas de surpression ne sont pas dimensionnés pour faire face au séisme de dimensionnement. Il indique également que certains dispositifs sont certes dimensionnés pour faire face au séisme de dimensionnement mais que les réserves au-delà de ce séisme sont toutefois en partie très faibles. Cela vaut par exemple pour la digue du lac du Mirgenbach.

Le rapport EDF suppose de façon générale un respect des prescriptions relatives à la sécurité sismique dans la plage de dimensionnement mais des échantillons prélevés lors de l'inspection susmentionnée en août 2011 laissent cependant apparaître des doutes quant au fait de savoir si tel est effectivement le cas. Il existe en particulier des doutes au sujet dudit point haut, soit la station de liaison entre la source froide du lac du Mirgenbach et les quatre tranches de la centrale nucléaire. »

Selon les indications du document [25], on peut supposer que le respect des exigences sismiques du *WENRA Ref.-Level T4.2* n'est pas entièrement démontré.

Il en est de même pour les inondations. La centrale nucléaire de Cattenom a été dimensionnée pour une crue qui résulterait d'un débit majoré de 15 % par rapport à celui de la crue millénaire. Les documents disponibles n'indiquent pas dans quelle mesure la crue de dimensionnement correspond au niveau de la crue décimillénaire. Le document [25] constate à ce propos : « Le "design basis flood" (DBF) n'est pas déterminé de façon

détaillée. Une cote majorée de sécurité (CMS), qui indique quelle peut être la hauteur de l'eau à proximité immédiate de la centrale nucléaire sur base des analyses, est certes déterminée, mais la méthode usuelle consisterait à vérifier si la crue théorique (qui n'est pas indiquée dans le rapport) est en tout état de cause supérieure à la cote majorée de sécurité CMS.

Le rapport EDF ne tient pas suffisamment compte de la problématique de combinaison des événements de crue. »

Selon les indications du document [25], on pourrait également supposer que le respect des exigences du *WENRA Ref.-Level T4.2* en matière de crues n'est pas entièrement démontré.

Même l'exploitant EDF estime que d'autres améliorations et renforcements sont nécessaires pour protéger les installations contre des agressions majeures d'origine externe [24]. L'ASN pose également des exigences en ce sens [22]. Elle confirme certes que le dimensionnement sismique actuel des centrales françaises élimine l'occurrence d'effets falaise (« cliff edge ») lors de séismes ayant un impact très légèrement supérieur à celui retenu lors du dimensionnement des centrales. À ce propos, l'ASN pointe toutefois des faiblesses et des retards dans le traitement des écarts de conformité à la centrale nucléaire de Cattenom [22].

En liaison avec une analyse de la résistance aux agressions externes [22], l'ASN signale notamment qu'il est nécessaire de continuer à réduire le risque de perte d'eau dans les piscines de stockage et d'augmenter la résistance structurelle des bâtiments abritant des dispositifs de sécurité.

Conformément au *WENRA Ref.-Level T6.1*, il faut également analyser les événements hors dimensionnement d'origine naturelle.

En ce qui concerne les marges sismiques, l'ASN constate qu'EDF n'a pas identifié le niveau de séisme conduisant à une perte de fonctions fondamentales de sûreté [22]. Même si elle approuve la démarche générale d'identification des marges de sûreté menée par l'exploitant, l'ASN considère que les valeurs de marges identifiées jusqu'à présent peuvent être considérées comme n'étant pas suffisamment étayées. Ainsi, EDF proposerait des marges correspondant à des provisions utilisées à la conception pour se prémunir de l'incertitude et la variabilité de l'aléa sismique.

À propos de la situation « séisme hors dimensionnement », le document [25] complète ainsi : « Les compléments de sécurité suffisent précisément afin d'assurer un dimensionnement suffisant pour la plage de dimensionnement. La robustesse au regard de la sécurité sismique est uniquement donnée dans la mesure où l'installation est réellement dimensionnée pour faire face à un séisme de plus grande ampleur que le séisme de dimensionnement déterminé conformément à l'état de la science et de la technique. Le rapport EDF ne contient pas une telle preuve. »

Et en ce qui concerne les « inondations hors dimensionnement », le document [25] indique qu'« aucune mesure d'équipement ultérieur n'est prévue pour l'instant afin d'éviter une telle inondation ("hors dimensionnement") des zones de sécurité importantes. Au contraire, seule une analyse de probabilité de survenue d'une telle situation ("hors dimensionnement") doit être réalisée dans un premier temps. »

Ainsi, on peut ainsi également constater que la centrale nucléaire de Cattenom ne remplit pas, tant pour le cas de charge sismique que pour le cas de charge d'inondation, les critères du *Level 1*<sup>22</sup> énoncés par la Commission de sûreté nucléaire (RSK) pour le contrôle des centrales nucléaires allemandes après Fukushima [43]. C'est cette approche qui avait été retenue pour contrôler si les centrales allemandes résistent également à des charges issues de situations hors dimensionnement.

---

<sup>22</sup> **Level 1 (séisme) /12/**

Des marges de dimensionnement sont déterminées par rapport au séisme défini spécifiquement pour l'installation en vertu de l'état de la science et de la technique (base : probabilité statistique de dépassement de  $10^{-5}/a$ ) de sorte que même en cas d'augmentation d'un degré de l'intensité, les fonctions essentielles de maintien des objectifs de protection soient garanties. Des mesures d'urgence efficaces peuvent également être prises en compte.

**Level 1 (crue) /12/**

Des marges de dimensionnement sont déterminées par rapport à la crue de dimensionnement calculée de manière spécifique pour la centrale en vertu de l'état de la science et de la technique (crue décimennale) de sorte que, pour les sites en bord de fleuve, en cas de débit majoré d'un coefficient de 1,5, et pour les sites en bord de mer, en cas de cote majorée d'un mètre par rapport à la cote de dimensionnement, ainsi que dans l'hypothèse d'une défaillance de retenues dans la mesure où leurs défaillances sont justifiables par une cause commune, de digues, etc., et du niveau final en résultant, la préservation des fonctions vitales au respect des objectifs de protection soit garantie. Des mesures d'urgence efficaces peuvent également être prises en compte.

On ne dispose pas de résultats d'analyses du site de la centrale nucléaire de Cattenom comparables à celles de la RSK. Sur la base des documents disponibles, il n'est donc pas possible de confirmer que la centrale nucléaire de Cattenom est conforme au *WENRA Ref-Level T6.1* en termes de résistance suffisante aux agressions externes hors dimensionnement.

#### **4.1.2 Chutes d'avions**

En ce qui concerne la sûreté des centrales nucléaires en cas de chute d'avion, l'état de la science et de la technique est exposé au chapitre 2.2. Il impose de protéger les systèmes et dispositifs nécessaires à la sûreté d'une centrale nucléaire contre les chutes d'avions de sorte que ni les agressions directes (pénétration), ni les vibrations induites ne nuisent à leur efficacité et compromettent ainsi l'accomplissement leurs fonctions de sûreté.

Selon [19], les centrales nucléaires françaises ont donc été dimensionnées sur la base des analyses probabilistes susmentionnées afin de résister aux agressions de « petits avions civils (aviation générale, de masse inférieure à 5,7 tonnes) ».

Le dimensionnement de la centrale nucléaire de Cattenom remonte à plus de trente ans. On ignore dans quelle mesure il existe des considérations plus récentes sur l'évaluation de la centrale nucléaire de Cattenom face au risque résultant des chutes d'avions.

Le niveau de protection de la centrale nucléaire de Cattenom contre les agressions résultant d'une chute d'avion, p. ex. en ce qui concerne le stockage du combustible usé, est inférieur à celui des installations allemandes.

Les documents disponibles n'indiquent pas dans quelle mesure le noyau dur assure une protection accrue contre la chute d'autres types d'avions que ceux pris en compte lors du dimensionnement de la centrale nucléaire.

#### **4.1.3 Conclusions sur les agressions majeures d'origine externe**

Synthèse :

- Selon le *WENRA Ref.-Level E5.2*, la centrale nucléaire de Cattenom ne dispose que d'une protection de base relative contre les agressions majeures d'origine externe comme les séismes et les inondations. Le respect des exigences du *WENRA Ref.-Level T4.2*, qui stipule que le dimensionnement doit reposer sur une probabilité statistique de dépassement de  $10^{-4}$  par an en tenant compte de toutes les incertitudes, ne peut pas être établi de manière indiscutable.
- Le niveau de protection de la centrale nucléaire de Cattenom contre les agressions résultant d'une chute d'avion, p. ex. en ce qui concerne le stockage des assemblages combustibles usés, est inférieur à celui des installations allemandes. Les exigences actuellement en vigueur indiquées dans [7] ne sont pas entièrement respectées. On ignore dans quelle mesure l'évaluation du risque de chute d'avion, réalisé à partir de critères probabilistes, est encore actuelle.
- Il ne ressort pas des documents disponibles dans quelle mesure le noyau dur prévu est conforme aux exigences actuelles relatives aux chutes d'avions. Par ailleurs, les documents disponibles ne fournissent aucune conclusion sur la compatibilité du noyau dur avec le dimensionnement actuel de la centrale.
- Les informations disponibles ne permettent pas de confirmer que la centrale est conforme au *WENRA Ref.-Level T6.1* en termes de résistance suffisante aux agressions externes hors dimensionnement.
- Les documents disponibles ne fournissent pas d'indications concrètes sur la résistance du noyau dur aux agressions externes hors dimensionnement.

## 4.2 Alimentation électrique

La conception et le fonctionnement de l'alimentation électrique sont décrits de manière exhaustive dans [24] et nous ne nous intéresserons donc ici qu'aux principaux aspects importants pour la sûreté.

Les matériels assurant l'alimentation électrique en fonctionnement normal sont réalisés de manière similaire à ceux des centrales nucléaires allemandes. Il existe un raccordement au réseau principal et un raccordement au réseau auxiliaire, qui sont reliés à des réseaux externes de tension différente (illustration 10).

Un délestage pour passer sur l'alimentation des auxiliaires est prévu en cas de perte de la connexion au réseau externe. Dans ce cas, l'alimentation électrique est assurée par l'alternateur de la tranche. D'après les indications de l'exploitant, une réalimentation par le réseau peut intervenir rapidement, dans un délai d'une à deux heures. L'alimentation de la centrale nucléaire de Cattenom peut également être assurée par la centrale hydroélectrique de Revin-Saint-Nicolas. Comme c'est couramment le cas sur les centrales à plusieurs tranches, des mesures d'appui réciproque entre les réacteurs sont prévues pour assurer l'alimentation électrique.

#### **4.2.1 Perte de l'alimentation électrique externe et de l'alimentation des auxiliaires d'une tranche**

À la suite de la défaillance de l'alimentation électrique externe et de l'alimentation des auxiliaires, le dimensionnement prévoit l'arrêt d'urgence du réacteur ainsi que le démarrage des deux diesels de secours de la tranche, chargés d'alimenter en énergie électrique les dispositifs importants pour la sûreté. La capacité d'un diesel de secours doit suffire à alimenter en électricité les dispositifs de sécurité essentiels nécessaires à la gestion de l'événement.

Le maintien en pression côté primaire et l'injection aux joints des pompes primaires ainsi que la borication nécessaire lors de la mise à l'arrêt sont assurés par le système de contrôle chimique et volumétrique équipé d'une alimentation électrique de secours.

Côté secondaire, les générateurs de vapeur sont alimentés par le système d'eau alimentaire de secours (ASG). Dans ce cas, la source froide est constituée par la décharge par les vannes vapeur (GCT-a).

À longue échéance, en cas d'événement similaire, l'évacuation de la chaleur est réalisée par le système de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA), une fois que le refroidissement côté secondaire garantit au niveau du circuit primaire les conditions de reprise nécessaires (pression et température). L'évacuation de la chaleur résiduelle se fait ensuite par le circuit de réfrigération intermédiaire et par le circuit d'eau brute secourue.

Le niveau de redondance de l'alimentation électrique de secours de la centrale nucléaire de Cattenom permet seulement une résistance aux défaillances uniques (n+1). Selon le *WENRA Ref.-Level E10.7* et [7], les dispositifs de sécurité doivent avoir un niveau (n+2)

afin qu'en cas de sollicitation, la résistance du dispositif de sécurité concerné aux défaillances uniques (n+1) soit garantie même en cas d'opérations de maintenance sur un élément de redondance. Si le dimensionnement n'est que de (n+1), des dispositions administratives étendues, applicables p. ex. aux durées de réparation autorisées, aux contrôles en exploitation, etc., sont nécessaires pour assurer la redondance requise en cas de sollicitation. De telles dispositions influencent la fiabilité du dispositif de sécurité concerné.

#### **4.2.2 Perte prolongée de l'alimentation électrique externe et de l'alimentation des auxiliaires**

On suppose pour le déroulement de cet événement une perte de l'alimentation électrique externe pendant environ 2 semaines. Le déroulement de l'événement est comparable à celui décrit au point 4.2.1.

L'exploitant a fourni les indications suivantes en ce qui concerne sa capacité à gérer de telles situations :

- des stocks de carburant assurant aux diesels de secours une autonomie de 3,5 jours seraient disponibles sur le site ;
- les dispositions nécessaires au réapprovisionnement rapide en carburant diesel au-delà de cette durée auraient été prises ;
- le site disposerait de réserves d'huile assurant une autonomie d'environ 3 jours et des dispositions auraient été prises pour assurer le réapprovisionnement en huile ;
- les réserves en eau de refroidissement pour les diesels de secours assureraient une autonomie de plus de deux semaines.
- les réserves d'air comprimé seraient suffisantes pour permettre au moins cinq essais de démarrage par groupe diesel. Leur appoint est assuré par des générateurs d'air comprimé dédiés.

La garantie d'un fonctionnement fiable à long terme des groupes diesel est une condition essentielle pour gérer un tel événement. À cet effet, des opérations de maintenance, p. ex. la coupure temporaire d'une redondance diesel, sont nécessaires et prévues. Dans

ces conditions, le défaut de redondance décrit au point 4.2.1 a des conséquences négatives en termes de sûreté sur la gestion de la situation prolongée décrite ici.

### **4.2.3 Situations hors dimensionnement**

#### **4.2.3.1 Perte des alimentations électriques externe et de secours (H3) d'une tranche**

On suppose pour le déroulement de cet événement que la perte de l'alimentation électrique externe se double de la perte de l'alimentation de secours d'une tranche [20].

Dans cette situation, contrairement au déroulement conforme au dimensionnement décrit au point 4.2.1, les pompes d'injection haute pression à alimentation électrique de secours, qui assurent l'injection aux joints des pompes primaires et la borication du circuit primaire, sont alors alimentées par le turboalternateur (LLS). La perte de l'injection haute pression entraîne généralement un risque de défaillance de l'isolation des pompes primaires et donc un risque de perte de réfrigérant primaire.

Suite à la défaillance de l'alimentation électrique de secours, l'alimentation secondaire des générateurs de vapeur ne peut être assurée que par les turbopompes alimentaires. L'évacuation de la chaleur se fait, comme décrit au point 4.2.1, via les vannes GCT-a.

En outre, le circuit d'eau brute secourue et la chaîne de refroidissement via le circuit de refroidissement intermédiaire et l'eau brute secourue ne sont pas disponibles.

Les mesures visent donc à maintenir l'installation dans un état où la production de vapeur vive est suffisante pour assurer le fonctionnement des turbopompes alimentaires, garantissant ainsi l'évacuation de la chaleur côté secondaire.

Dans ce scénario, les batteries assurent temporairement l'alimentation électrique des fonctions nécessaires. L'exploitant chiffre l'autonomie des batteries à une heure environ.

Côté électricité, le fonctionnement du turboalternateur à vapeur vive est nécessaire pour alimenter en électricité les dispositifs nécessaires une fois l'autonomie des batteries

épuisée. Le turboalternateur alimente également, entre autres, la commande des turbopompes alimentaires et une partie des vannes vapeur. D'après les indications de l'exploitant, les turbopompes alimentaires et le turboalternateur ont une autonomie de fonctionnement de plus de 24 heures, même en cas de perte du refroidissement des composants due à une défaillance de l'ensemble de la chaîne de refroidissement.

Il y a un risque de perte du refroidissement côté secondaire lorsque les réserves du système d'eau alimentaire de secours et, plus particulièrement, les réserves disponibles dans les bâches d'eau de refroidissement prévues pour l'appoint de la bache d'alimentation de secours, sont épuisées. L'exploitant estime à plusieurs jours le délai disponible avant la perte du refroidissement côté secondaire. Dans une telle éventualité, les assemblages combustibles du réacteur pourraient également être endommagés.

Côté électricité, l'alimentation électrique de secours de fonctions importantes pour la sûreté peut être garantie par la turbine à combustion supplémentaire.

Il est cependant important de noter que les bâches d'eau de refroidissement et la turbine à combustion supplémentaire ne sont pas qualifiées pour faire face aux charges résultant d'un séisme. Si l'événement « Perte des alimentations électriques externe et de secours d'une tranche » est dû à un séisme, le refroidissement du cœur n'est plus garanti à long terme.

Si l'événement se produit lorsque la cuve est ouverte, la chaleur ne peut pas être évacuée vers le circuit secondaire. Dans ce cas, l'évacuation de la chaleur résiduelle est limitée à un refroidissement par évaporation. Le réfrigérant du circuit primaire est remplacé par injection passive d'eau prélevée dans la piscine à assemblages combustibles.

#### **4.2.3.2 Perte des alimentations électriques externe et de secours, du turboalternateur et de la turbine à combustion**

L'exploitant a supposé qu'à la perte des alimentations électriques externe et de secours vient s'ajouter la défaillance de la turbine à combustion supplémentaire et du turboalternateur à vapeur vive. D'après les indications de l'exploitant, ce scénario entraîne en quelques heures le dénoyage du cœur.

Un tel événement, la perte de toutes les alimentations électriques, n'a pas encore été analysé. L'ASN a toutefois exigé cette inspection afin de déterminer la robustesse des tranches et de déterminer des mesures correctives si la robustesse s'avérait insuffisante.

L'exploitant estime qu'en cas d'exploitation en puissance dans ces conditions, le dénoyage du cœur survient au bout d'une journée maximum. Les conditions seraient encore plus défavorables en cas d'ouverture partielle de la cuve du réacteur. Dans ce cas, une injection dans le circuit primaire ne serait pas possible et le dénoyage du cœur risquerait de se produire au bout d'une dizaine d'heures.

L'exploitant prévoit diverses mesures visant à augmenter la robustesse de la centrale dans les conditions de cette situation hors dimensionnement, notamment :

- l'ajustement de procédures visant à limiter la décompression du circuit secondaire à un niveau auquel l'alimentation des turbopompes alimentaires en vapeur vive est suffisante pour permettre la poursuite de l'alimentation ;
- des mesures garantissant l'étanchéité des joints des pompes primaires malgré la perte du refroidissement et de l'injection aux joints ;
- des mesures permettant d'utiliser la pompe d'épreuve de pression pour l'alimentation ;
- l'installation d'une pompe supplémentaire permettant de faire l'appoint de la cuve du réacteur à partir du réservoir d'eau borée, notamment quand la cuve est ouverte.

Du fait de l'importance majeure que revêt pour la sûreté le déroulement de cet événement hors dimensionnement et, plus particulièrement, en réponse aux enseignements tirés de Fukushima, l'ASN exige la réalisation des mesures de sûreté suivantes :

- la garantie de l'autonomie ou d'une alimentation appropriée de la centrale pendant 14 jours, en tenant plus particulièrement compte des conditions aux limites intervenant après un séisme ou une inondation ;
- l'élaboration de procédures de crise pour les scénarios hors dimensionnement ;
- un net renforcement de l'autonomie des batteries ;

- la mise en place d'un diesel d'ultime secours (DUS)<sup>23</sup> (cf. illustration 11, annexe 1) et d'ici là, la mise à disposition de groupes diesel de plus petite taille [37].
- l'indépendance du fonctionnement des groupes diesel de secours par rapport au système d'air comprimé. Le document [22] p. 68 exige ainsi que le diesel de secours supplémentaire soit indépendant du système d'air comprimé.

L'ASN constate que la survenance d'effets falaise est à craindre si le circuit primaire est ouvert ou partiellement ouvert.

Elle constate par ailleurs que l'exploitant n'a pas supposé que l'événement « Perte des alimentations électriques externe et de secours d'une tranche » ait pu être causé par des agressions externes hors dimensionnement, alors que celles-ci pourraient entraîner des intervalles de défaillance plus courts ou compromettre la disponibilité des dispositifs nécessaires à la gestion de cet événement. En conséquence, l'ASN exige la mise en place d'un noyau dur composé de dispositifs conçus pour résister également à des agressions externes hors dimensionnement (cf. chapitre 3.3).

Le noyau dur doit être dimensionné contre des agressions majeures d'origine externe plus graves que celles retenues lors du dimensionnement de la centrale [37]. Lors de l'intégration du noyau dur à la centrale existante (p. ex. aux systèmes d'alimentation existants, cf. illustration 13, illustration 14 à l'annexe 1), il faudrait également apporter la preuve que les dispositifs de la centrale concernés par cette intégration sont qualifiés pour résister à de telles agressions hors dimensionnement.

---

<sup>23</sup> Le groupe diesel d'ultime secours (DUS) doit pouvoir être mis en œuvre dans un délai d'une heure et assurer un fonctionnement en autarcie pendant 48 heures. Ils doit fournir la puissance nécessaire au fonctionnement d'une pompe d'eau alimentaire de secours et d'une pompe d'injection dans la cuve du réacteur. Par ailleurs, la puissance doit être suffisante pour alimenter les vannes d'isolement du bâtiment et la ventilation du poste de contrôle, du bâtiment des auxiliaires et du bâtiment de la piscine de stockage du combustible. Le DUS doit être dimensionné contre les séismes et les inondations. Jusqu'à son installation, il faudra prévoir des groupes diesel de plus petite taille pouvant assurer l'alimentation électrique du contrôle-commande et de l'éclairage.

La centrale de Cattenom est équipée d'une turbine à combustion supplémentaire et dispose donc d'une alimentation électrique de secours diversifiée par rapport à l'alimentation électrique de secours normale. Sa conception est toutefois à une voie seulement et elle ne remplit donc pas les exigences de résistance à la défaillance unique. La turbine à combustion supplémentaire n'est pas qualifiée au séisme et doit donc être considérée comme défaillante en cas de séisme.

En outre, il est possible de maintenir une évacuation de la chaleur résiduelle via le côté secondaire par l'intermédiaire des dispositifs à vapeur vive des turbopompes alimentaires et du turboalternateur. Cette possibilité n'est toutefois pas disponible dans tous les états de la centrale. L'exploitant n'indique, par ailleurs, aucune mesure d'urgence supplémentaire permettant de rétablir une alimentation électrique suffisante dans le délai disponible. Ainsi, il n'existe pas de troisième alimentation indépendante depuis le réseau.

#### **4.2.4 Conclusion sur l'alimentation électrique**

Le *WENRA Ref.-Level E10.7* exige que le critère de défaillance unique soit également garanti en cas d'opérations de maintenance. On constate à ce propos, en termes de niveau de redondance de l'alimentation électrique de secours, une différence majeure entre la centrale de Cattenom et les centrales allemandes : Cattenom résiste seulement aux défaillances uniques (n+1), tandis que les centrales allemandes ont un niveau de redondance (n+2).

Le système d'eau alimentaire de secours côté secondaire est complété par un système à vapeur vive indépendant de l'alimentation électrique de secours, de sorte que le système alimentaire de secours est, à ce niveau, diversifié. Cette diversité du système d'eau alimentaire de secours n'est toutefois pas disponible dans tous les états de la centrale.

D'autres fonctions de sûreté essentielles, comme le circuit de réfrigération intermédiaire, sont réalisés sans autre redondance que l'alimentation électrique de secours à niveau de redondance (n+1) (cf. les remarques du chapitre 4.3.1).

Selon les informations disponibles, la centrale de Cattenom n'a pas de troisième raccordement au réseau. Un appui réciproque entre les tranches à différents niveaux de l'alimentation électrique est réalisé. Ainsi, en cas de perte des alimentations électriques

externe et interne de l'une des tranches du site de Cattenom, les autres tranches peuvent assurer une alimentation suffisante.

L'exploitant indique une autonomie avérée des batteries d'une heure<sup>24</sup>. Cette autonomie est inférieure à celle de deux heures minimum nécessaire et exigée pour les centrales allemandes [35]. De ce fait, notamment dans des situations où le circuit primaire est ouvert, entraînant l'indisponibilité du turboalternateur à vapeur chargé de l'alimentation électrique d'équipements importants, certains d'entre eux ne sont disponibles que pendant une durée très réduite en cas de perte de dispositifs électriques.

Synthèse :

- En ce qui concerne les installations d'alimentation électrique de secours, force est de constater que le niveau de redondance de la centrale nucléaire de Cattenom n'assure qu'une résistance aux défaillances uniques (n+1) et ne permet pas la maintenance simultanée exigée en vertu du *WENRA Ref.-Level E10.7* et du document [7]. Les exigences réglementaires actuelles relatives au niveau de redondance obligatoire des dispositifs de sécurité essentiels ne sont donc pas satisfaites.
- Les dispositifs importants pour la sûreté ne sont pas qualifiés au séisme. En cas de séisme, il faut supposer que ces dispositifs seront défaillants.
- Des caractéristiques de sûreté importantes, comme le renforcement de l'autonomie des batteries, auraient, selon [33], déjà été réalisées. Une solution définitive, englobant également la protection contre des agressions externes hors dimensionnement, ne sera réalisée que lorsque que le noyau dur aura été finalisé.

### **4.3 Évacuation de la chaleur**

La conception et le fonctionnement des mesures et équipements d'évacuation de la chaleur côté primaire et côté secondaire sont décrits de façon détaillée dans [24] et nous ne nous intéresserons donc ici qu'aux aspects essentiels pour la sûreté..

---

<sup>24</sup> Selon [33], une amélioration aurait été réalisée, mais on ne dispose pas de données fiables, notamment sur les paramètres concrets du dimensionnement.

### **4.3.1 Efficacité du refroidissement**

#### **4.3.1.1 Perte de l'alimentation en eau de refroidissement d'une tranche**

La perte de l'alimentation en eau de refroidissement (H1) entraîne une défaillance du circuit d'eau brute secourue, du circuit de réfrigération intermédiaire, du système de refroidissement du réacteur à l'arrêt, du système de refroidissement de la piscine à combustible et du circuit d'aspersion de secours de l'enceinte de confinement.

La maîtrise de cet événement est assurée par l'évacuation de la chaleur côté secondaire au moyen du système d'eau alimentaire de secours, à partir des réserves de réfrigérant du système d'eau alimentaire de secours et des bâches d'eau de refroidissement. L'évacuation de la chaleur est assurée par le dégagement de vapeur vive dans l'atmosphère au travers des vannes vapeur.

Les mesures sont destinées à garantir, au travers du système de contrôle chimique et volumétrique, l'injection aux joints et l'appoint en réfrigérant primaire ainsi que la borication du circuit primaire en cas de mise à l'arrêt de l'installation.

L'exploitant indique que le fonctionnement des turbopompes alimentaires (ASG) et du turboalternateur (LLS) est prouvé et donc garanti pour une durée de 24 heures maximum en cas de défaillance du refroidissement et de la ventilation.

Si l'événement survient alors que le circuit primaire est ouvert, l'évacuation de la chaleur est garantie par un refroidissement par évaporation. L'appoint du réfrigérant vaporisé est réalisé à partir des réserves du réservoir d'eau borée. Dans ce cas, l'intégrité à long terme de l'enceinte de confinement peut être assurée par la possibilité de décompression-filtration. L'exploitant indique pour cet événement un délai de grâce de plusieurs jours.

L'ASN est critique en ce qui concerne la maîtrise du scénario H1 pendant une durée plus longue, en particulier en relation avec des agressions externes comme les séismes ou les inondations.

#### **4.3.1.2 Situations hors dimensionnement**

##### **4.3.1.2.1 Perte de l'alimentation en eau de refroidissement de toutes les tranches**

La perte simultanée de l'alimentation en eau de refroidissement de toutes les tranches est considérée comme un déroulement d'événements aux conditions aux limites hors dimensionnement.

Les délais de grâce annoncés divergent du scénario de défaillance retenu comme référence pour le dimensionnement, car les réserves de réfrigérant disponibles pour l'évacuation de la chaleur côté secondaire doivent désormais être utilisées pour toutes les tranches. L'exploitant estime que la source froide sera rétablie au plus tard dans les trois jours, de sorte qu'il n'y a pas de risque d'endommagement des crayons combustibles.

Afin de renforcer la robustesse de l'installation, l'exploitant prévoit d'augmenter les réserves d'eau minimum fixées pour les bâches d'eau de refroidissement afin d'augmenter les délais de grâce disponibles pour l'évacuation de la chaleur résiduelle côté secondaire.

Comme indiqué précédemment, les bâches d'eau de refroidissement ne sont pas qualifiées au séisme. Au cas où l'événement décrit ici est occasionné par un séisme, p. ex., il n'est pas possible d'avoir recours aux réserves des bâches d'eau de refroidissement. Dans le cas présent, les délais de grâce susmentionnés sont irréalistes.

Dans le 6<sup>e</sup> rapport établi dans le cadre de la Convention sur la sûreté nucléaire, la partie française répertorie les mesures réalisées en 2012 pour garantir à long terme l'évacuation de la chaleur résiduelle en cas de perte de la source froide ([24] et [26]). Aucune information détaillée n'a été fournie à ce sujet. Cependant, la partie française a indiqué en réponse à des questions relatives au 6<sup>e</sup> rapport relatif à la Convention sur la sûreté [32] :

« In addition, the stress-tests have confirmed the robustness of the existing means to cope with the combination of a loss of UHS and a loss of electrical power supplies. Nevertheless, in order to improve the autonomy of the plant in such extreme conditions, it has been decided to implement, as part of new "Hardened Safety Core" SSC:

- an additional water source and make-up systems, to allow feeding of the steam generators, RCS injection and spent fuel pools water make-up;
- a new ultimate emergency diesel. »

Dans le même document, la réponse suivante est apportée aux questions correspondantes [32] :

« Regarding the implementation of emergency measures for long term removal of the residual heat in the event of loss of the heat sink, the implementation of new source of water (mainly pumping in aquifers, or new storage tanks) leads to a diversification of the heat sink which ensures the long term feeding of the steam generators with a new diversified EFWS and the removal of the residual power in this situation. »

Les documents disponibles n'indiquent pas dans quelle mesure les possibilités décrites ont été intégralement mises en œuvre dans la centrale de Cattenom. En outre, il ne ressort pas clairement de ce qui a été exposé s'il s'agit d'améliorations liées à la gestion des accidents ou d'une extension du plan d'urgence interne.

#### **4.3.1.2.2 Cumul des événements « Perte de l'approvisionnement en eau de refroidissement » et « Perte des alimentations électriques externe et de secours »**

On suppose un cumul de la perte de l'alimentation en eau de refroidissement et de la perte des alimentations électriques externe et interne de la centrale (cumul des situations H1 et H3). D'après l'exploitant, cela n'entraîne aucune implication supplémentaire par rapport au déroulement d'événements décrit au point 4.3.2.2.

L'indisponibilité de la turbine à combustion supplémentaire est indiquée comme condition aux limites supplémentaire en cas de séisme menant à ce scénario, ce qui correspond à une perte totale d'alimentation électrique. L'exploitant n'identifie pas non plus d'aspect supplémentaire à prendre en compte en cas d'inondation externe venant se superposer au scénario envisagé ici. Cette déclaration devrait cependant être vérifiée dans le contexte d'une crue hors dimensionnement restant à définir et contre laquelle il conviendrait de dimensionner les dispositifs correspondants.

L'ASN concède qu'aucune des centrales en exploitation ne dispose d'une source froide alternative [22]. Des améliorations correspondantes devraient toutefois être mises en œuvre dans le cadre de la réalisation du noyau dur [33]. À la suite des événements survenus à Cruas et Cattenom en 2009 (colmatage des prises d'eau de refroidissement), l'ASN avait déjà prescrit une inspection de tous les systèmes d'eau brute secourue des centrales nucléaires françaises. Là encore, des mesures d'installation d'une source froide indépendante sont prévues selon [33]. Les documents disponibles ne permettent cependant pas d'émettre de conclusions fiables quant à la réalisation de ces mesures. Selon [22], la retenue du lac du Mirgenbach donne à la centrale de Cattenom une autonomie de source froide d'environ un mois.

D'après les indications de l'ASN, les réacteurs français sont dimensionnés pour une autonomie de 100 heures au moins vis-à-vis d'une perte de source froide [22], p. 79.

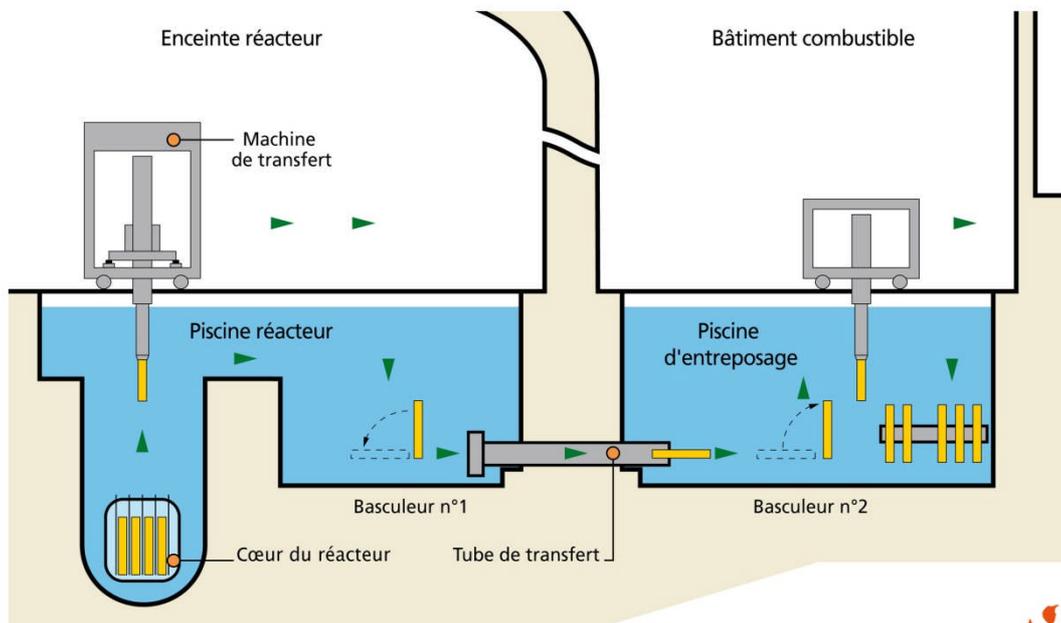
Afin d'augmenter la robustesse des centrales aux scénarios impliquant une perte de l'alimentation en eau de refroidissement, l'ASN exige la mise en place d'un noyau dur de dispositions matérielles, cf. chapitre 3.3.

#### **4.3.2 Piscines de stockage du combustible**

Chaque tranche de la centrale de Cattenom est équipée d'une piscine de stockage du combustible située à l'extérieur du bâtiment réacteur (illustration 11). Les bâtiments des piscines de stockage sont qualifiés au séisme [24].

# TRANSFERT D'UN ASSEMBLAGE COMBUSTIBLE

du cœur de réacteur vers la piscine d'entreposage



EDF©2009

01 janvier 2009 ManutComb - DG07



Illustration 11 : Schéma de principe de la piscine de stockage du combustible (source : EDF<sup>25</sup>)

<sup>25</sup>[http://www.edf.com/fichiers/fckeditor/Commun/En\\_Direct\\_Centrales/Nucleaire/General/Cycle\\_combustible/documents/Transfert\\_assemblage\\_combustible.pdf](http://www.edf.com/fichiers/fckeditor/Commun/En_Direct_Centrales/Nucleaire/General/Cycle_combustible/documents/Transfert_assemblage_combustible.pdf)

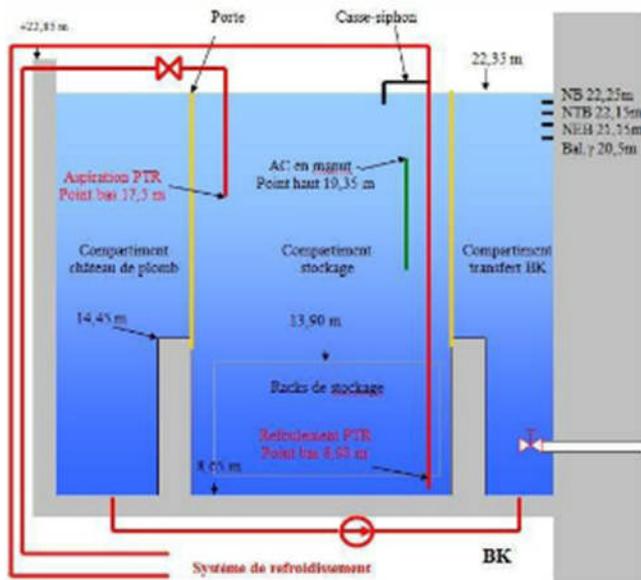


Illustration 12 : Paramètres des piscines de stockage du combustible (source : EDF [24])

En exploitation normale, la piscine est remplie jusqu'à une hauteur de 22,15 m. Le niveau de remplissage minimum autorisé en exploitation normale est de 21,15 m (illustration 12).

Le refroidissement de la piscine à combustible est réalisé par un système à deux voies. La chaîne de refroidissement est également composée du circuit de réfrigération intermédiaire et du circuit d'eau brute secourue. Le circuit de refroidissement de la piscine est qualifié au séisme et a une alimentation électrique de secours.

Les orifices de la ligne d'aspiration du système de refroidissement de la piscine et de la ligne de vidange de la piscine sont situés au-dessus du niveau de remplissage minimum. L'exploitant a confirmé dans le document [24] la réalisation de mesures visant à prévenir le risque de vidange de la piscine par siphonage.

Conformément au dimensionnement, on suppose une perte de l'alimentation électrique externe utilisée pour le refroidissement de la piscine de stockage. La perte des alimentations électriques externe et de secours d'une tranche a également été analysée. Dans les cas observés, des mesures de précaution auraient été prises pour empêcher le découplage des assemblages combustibles usagés dans la piscine de stockage. Dans le pire des cas, la perte de toutes les sources électriques, il faut s'attendre à un endommagement des assemblages combustibles dans un délai de 1,5 à 2 jours [22].

Les mesures visant à garantir de l'intégrité des piscines, notamment en cas d'agressions externes, et la préservation de l'inventaire en eau dans la piscine (éviter les pertes d'eau dues à des brèches de tubes attenants) sont prioritaires.

En ce sens, l'ASN exige la mise en œuvre de mesures visant à augmenter la robustesse des centrales dans le cadre de la mise en place d'un noyau dur (cf. chapitre 3.3.).

Les demandes de l'ASN sont les suivantes :

- analyse de l'impact d'agressions externes hors dimensionnement sur l'intégrité de la piscine à combustible et des systèmes raccordés ;
- étude des risques posés pour l'intégrité de la cuve de la piscine de stockage par la chute d'un emballage de transport de combustible, puis élaboration de mesures de gestion d'un tel événement<sup>26</sup> ;
- mesures de limitation des pertes d'eau de la piscine de stockage de combustible en cas de défaillance du tube de transfert, en raison des marges sismiques faibles ;
- mesures de réduction de la survenance d'événements induisant une ébullition prolongée dans la piscine de stockage de combustible ;
- garantie de la robustesse des piscines de stockage du combustible en cas de perte durable du refroidissement des piscines ;
- analyse de la nécessité de mesures d'urgence, telles que l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs dans le bâtiment piscine.

Le refroidissement à deux voies de la piscine de stockage de combustible n'est pas conforme au *WENRA Ref.-Level E10.7*. Le *WENRA Ref.-Level E10.7* exige que le critère de défaillance unique soit également garanti en cas d'opérations de maintenance.

En ce qui concerne le refroidissement des piscines de stockage de combustible, la non-conformité au *WENRA Ref.-Level E10.7* n'a pas de conséquences graves en matière de

---

<sup>26</sup> En [10], il est indiqué que les analyses ont révélé l'absence de risque pour l'intégrité de la cuve en cas de chute d'un emballage de transport.

sûreté. En effet, l'absence de redondance peut être compensée, si le reste de l'infrastructure de la centrale est intacte, par le temps s'écoulant jusqu'à l'échauffement critique du réfrigérant en cas de panne totale du refroidissement des piscines de stockage de combustible et par les systèmes existants, comme le système d'extinction d'incendie. Le dernier cas de figure décrit fait également l'objet des règles énoncées aux chapitres 4 et 5 des interprétations des exigences de sûreté requises des centrales nucléaires [3].

### **4.3.3 Conclusion sur l'évacuation de la chaleur**

#### – Évacuation de chaleur côté secondaire

Sur la centrale de Cattenom, l'évacuation de la chaleur côté secondaire est assurée par un système d'alimentation des générateurs de vapeur en exploitation normale ainsi que par un système d'eau alimentaire de secours. Le système d'eau alimentaire de secours a une conception à deux voies. Chaque redondance comprend une pompe à alimentation électrique de secours ainsi que – ce qui est avantageux d'un point de vue de sûreté – une pompe à vapeur vive assurant la diversification. Toutes les pompes alimentaires de secours de chaque tranche de la centrale de Cattenom aspirent à partir d'un réservoir unique, la bache d'alimentation de secours, et sont de ce fait maillées entre elles.

Les réacteurs à eau pressurisée allemands encore en exploitation disposent pour l'évacuation de chaleur côté secondaire d'un système d'alimentation des générateurs de vapeur, d'un système de démarrage et d'arrêt à deux voies et d'un système d'eau alimentaire de secours à quatre voies. Les redondances du système d'eau alimentaire de secours ont accès à des baches d'alimentation de secours affectées à chaque voie. Les différents sous-systèmes composant le système alimentaire de secours sont totalement séparés géographiquement les uns des autres et protégés contre les agressions externes dans un bâtiment dédié, bunkérisé. Les mesures d'urgence internes prévoient une procédure, assurée par une pompe mobile, de réduction de la surpression côté secondaire et d'alimentation des générateurs de vapeur.

Le fait qu'à la centrale nucléaire de Cattenom, la fonction de sécurité essentielle d'évacuation de la chaleur côté secondaire soit tributaire d'un seul réservoir par tranche est considéré comme une déficience de sûreté particulièrement critique.

#### – Décompression et alimentation côté primaire

Dans la centrale nucléaire de Cattenom, la décompression côté primaire par aspersion du pressuriseur, l'injection aux joints des pompes primaires, la borication du circuit primaire et, éventuellement, l'appoint de réfrigérant en cas d'accidents avec perte de réfrigérant dans des conditions de pression élevée dans le circuit primaire ne sont assurés que par le système de contrôle chimique et volumétrique de chaque tranche. Toutes les pompes d'injection haute pression de chaque tranche de la centrale nucléaire de Cattenom et les pompes alimentaires disponibles pour l'alimentation en cas de fuites importantes aspirent à partir d'un réservoir unique, le réservoir d'eau borée, et sont donc mailleées entre elles.

En revanche, les réacteurs à eau pressurisée allemands encore en exploitation disposent pour l'évacuation de chaleur côté primaire d'un système de contrôle chimique et volumétrique d'exploitation et d'un système de borication supplémentaire à quatre voies dimensionné comme système de sécurité. En cas d'accidents par fuites, l'appoint en réfrigérant est assuré par les pompes alimentaires de sûreté du système de refroidissement de secours et de refroidissement du réacteur à l'arrêt dimensionné à quatre voies.

Le fait qu'à la centrale nucléaire de Cattenom, les fonctions de sûreté importantes d'appoint de réfrigérant primaire dépendent d'un seul réservoir de stockage par tranche est considéré comme une déficience de sûreté particulièrement critique.

– Synthèse :

- La gestion d'un événement prolongé « Perte de l'alimentation en eau de refroidissement d'une tranche » se fait par prélèvement sur des réserves d'eau de refroidissement qui ne sont pas qualifiées au séisme.
- La gestion de l'événement « Perte de l'alimentation en eau de refroidissement d'une tranche » cumulé à une perte de l'alimentation électrique présuppose la disponibilité d'équipements dont le refroidissement des composants n'est pas garanti sur de longues périodes.
- La chaîne de refroidissement du réacteur à l'arrêt (circuit de réfrigération intermédiaire et circuit d'eau brute secourue) ne dispose pas jusqu'à présent de source froide diversifiée telle que l'exigent p. ex. le *WENRA Ref.-Level F4.7* et [3].
- En cas de sollicitation pour cause d'accident, la centrale ne dispose pour l'alimentation des générateurs de vapeur que d'un seul réservoir par tranche. Le

*WENRA Ref.-Level E10.7* et les documents [3] et [7] exigent toutefois pour les dispositifs de sécurité essentiels une indépendance totale qui n'est pas garantie ici.

- Les dispositifs de sécurité prévus pour l'évacuation à long terme de la chaleur côté primaire sont à deux voies (n+1). Selon le *WENRA Ref.-Level E10.7* et les documents [3] et [7], le niveau doit être de (n+2).
- Toutes les pompes alimentaires côté primaire d'une tranche de la centrale nucléaire de Cattenom sont alimentées à partir d'un seul réservoir (réservoir d'eau borée). Le *WENRA Ref.-Level E10.7* et les documents [3] et [7] exigent toutefois pour les dispositifs de sécurité essentiels une indépendance totale qui n'est pas garantie ici.

## **5 Évaluation globale des déficiences de sécurité**

La défense en profondeur est le concept de sûreté fondamental à la base du dimensionnement des centrales nucléaires. Ce concept prévoit des mesures et équipements qui : au premier niveau de protection, préviennent les dysfonctionnements et les accidents ; au deuxième niveau, gèrent les dysfonctionnements éventuels et préviennent les accidents ; au troisième niveau, gèrent les accidents. Les accidents peuvent être déclenchés par des causes internes, comme les défauts de matériau dus au vieillissement, des erreurs du personnel, des causes liées au dimensionnement, etc., mais aussi par des agressions majeures d'origine interne ou externe, comme les inondations, les séismes, etc.

Le quatrième niveau de protection est chargé de gérer les conséquences des accidents non maîtrisés au troisième niveau de protection. Plus précisément, il vise à prévenir les dégradations graves du cœur par des mesures préventives du plan d'urgence interne et, en cas d'accidents avec dégradation grave du cœur, à limiter le plus possible le dégagement de matières radioactives dans l'environnement par des actions de mitigation du plan d'urgence interne.

Les mesures et équipements d'un niveau de protection doivent, dans la mesure du possible, être indépendants de ceux des autres niveaux. Les mesures et équipements du

quatrième niveau de protection ne doivent pas être utilisés pour compenser les lacunes des niveaux de protection précédents.

L'efficacité et la fiabilité des mesures et équipements des différents niveaux de protection doivent être garanties même en cas d'agressions majeures d'origine interne ou externe.

Des principes de dimensionnement exhaustifs garantissant une efficacité et une fiabilité élevées de ces systèmes existent notamment pour les mesures et équipements du troisième niveau. Ces principes comprennent, entre autres, des exigences en matière de redondance et de diversité, ainsi que de démaillage et de séparation géographique des sous-systèmes redondants.

La centrale nucléaire de Cattenom a été dimensionnée au milieu des années 1970, sur la base des principes de sûreté alors en vigueur, dont le concept fondamental de l'époque, la défense en profondeur, à trois niveaux de protection. Suite aux accidents survenus dans des centrales nucléaires (TMI, Tchernobyl, Fukushima), des exigences de sûreté bien plus strictes ont été élaborées pour les centrales nucléaires. Outre le renforcement général des trois premiers niveaux de protection du concept de défense en profondeur, elles concernent en tout premier lieu la protection des dispositifs de sécurité contre les agressions majeures d'origine externe, également hors dimensionnement, l'introduction de mesures et équipements de gestion d'accidents non maîtrisables dans le cadre du dimensionnement, ainsi que de mesures et dispositifs à même de limiter les conséquences d'accidents de fusion du cœur. À l'issue des visites décennales, l'ASN confirme certes que les réacteurs de 1300 MWe ont un niveau de sûreté suffisant pour la prolongation de dix ans de l'exploitation, mais elle indique également un vaste ensemble de contrôles et d'améliorations nécessaires [40] dans tous les domaines du concept de sûreté décrit plus haut.

Conformément à ces exigences de sûreté ayant également affecté les *Safety Reference Levels for Existing Reactors* de la WENRA [1], les observations suivantes ont été faites pour la centrale nucléaire de Cattenom :

- Les exigences requises, conformément à l'état de la science et de la technique, du concept de sûreté des centrales nucléaires, telles qu'énoncées p. ex. dans les *WENRA Ref.-Levels* ou les « Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression »

[7] utilisées en référence pour l'EPR, ne sont pas satisfaites pour toute une gamme de points essentiels pour la sûreté. Cela concerne p. ex. le nombre nécessaire et l'indépendance des redondances pour les dispositifs de sécurité et la prise en compte complète des agressions externes, y compris l'analyse des conséquences d'agressions externes hors dimensionnement. La prévention du percement de l'enceinte de confinement par le cœur en fusion requise par le *WENRA Ref.-Level F4.13*, n'est pas possible. La preuve qu'une décompression sûre du circuit primaire a lieu en cas d'accident de fusion du cœur (cf. *WENRA Ref.-Level F4.14*) n'est pas apportée sans équivoque. Le respect de ces exigences est pourtant indispensable au vu de l'objectif exprimé au chapitre 2, en liaison avec la note de bas de page 6), de l'élimination pratique des conséquences radiologiques inadmissibles.

- Écarts entre la centrale nucléaire de Cattenom et les mesures de renforcement de la défense en profondeur
  - Le niveau de redondance d'une série de dispositifs de sécurité de la centrale nucléaire de Cattenom résiste certes aux défaillances uniques (niveau n+1), mais il ne permet généralement pas la maintenance simultanée exigée par l'état de la science et de la technique exprimé par le *WENRA Ref.-Level E10.7* et dans [7]. Une réalisation (n+2) serait nécessaire conformément à *WENRA* et à [7].
  - Les dispositifs de sécurité sont souvent maillés. L'alimentation de secours des GV et l'alimentation primaire ne disposent que d'un réservoir unique ou d'un réservoir d'eau borée par tranche. Le *WENRA Ref.-Level E10.7* et [7] exigent toutefois une indépendance totale entre les différentes voies des dispositifs essentiels pour la sûreté.
  - Les dispositifs importants pour la sûreté ne sont pas qualifiés au séisme. En cas de séisme, il faut supposer que ces dispositifs seront défaillants. Il est prévu d'avoir recours à des réserves d'eau de refroidissement qui ne sont pas qualifiées au séisme.

Si les exigences des *WENRA Ref.-Levels E8.3* et *T5.4* étaient respectées pour les dispositifs de sécurité, on n'aurait pas en revanche à supposer de défaillance similaire à celle décrite plus haut.

- Lors du déroulement de certains incidents, l'alimentation électrique des fonctions essentielles est assurée temporairement par des batteries d'une autonomie d'une heure seulement. Dans [32], des durées de décharge des batteries plus longues sont exigées, il en est de même selon le *WENRA Ref.-Level F4.18*. Selon [33], une amélioration aurait été réalisée, mais on ne dispose pas de conclusions fiables.
- La chaîne de refroidissement du réacteur à l'arrêt (circuit de réfrigération intermédiaire et circuit d'eau brute secourue) ne dispose pas jusqu'à présent de source froide diversifiée. Selon les exigences du *WENRA Ref.-Level F4.7*, des dispositifs diversifiés d'évacuation de la chaleur résiduelle doivent être disponibles dans une mesure appropriée. Le document [3] exige explicitement l'existence d'une source froide diversifiée.
- En vertu du *WENRA Ref.-Level E5.2*, la centrale nucléaire de Cattenom ne dispose que d'une protection de base relative contre les agressions majeures d'origine externe. Les exigences de protection contre les agressions majeures d'origine externe requises actuellement conformément à l'état de la science et de la technique ne sont toutefois pas intégralement couvertes par le dimensionnement de la centrale.
  - Sur la base des informations disponibles, il convient de supposer qu'avec les hypothèses de dimensionnement relatives à la protection de la centrale nucléaire de Cattenom contre les séismes et l'inondation, les exigences du *WENRA Ref.-Level T4.2* (probabilité statistique de dépassement de  $10^{-4}$  par an en tenant compte de toutes les incertitudes) n'ont pas été évaluées de manière exhaustive et définitive.
  - Il manque des conclusions sur les événements résultant d'agressions externes hors dimensionnement, comme les exige par exemple le *WENRA Ref.-Level T6.1*.
  - À la différence des centrales allemandes, les exigences relatives à la protection de la centrale nucléaire de Cattenom contre les agressions résultant d'une chute d'avion reposent sur des bases probabilistes. On ignore dans quelle mesure les hypothèses relatives au risque de chute d'avion sont encore valables actuellement. Les exigences à orientation déterministe actuellement en vigueur conformément à [7] ne sont pas respectées.

- Le noyau dur vise à ajouter au concept de sûreté des centrales françaises existantes des fonctions nécessaires du plan d'urgence interne du quatrième niveau de protection (p. ex. fonctions d'alimentation en réfrigérant côté primaire et secondaire) et d'un système de secours (p. ex. bunkérisation de dispositifs importants pour la sûreté).
  - La mesure dans laquelle le noyau dur prévu est conforme aux exigences actuelles en matière de chutes d'avions n'est pas avérée.
  - On ne dispose pas de conclusions sur la compatibilité du noyau dur avec le dimensionnement actuel de l'installation.
  - Une période longue, allant jusqu'à 2020 et au-delà, est prévue pour la réalisation du noyau dur dans les centrales nucléaires françaises. Les fonctions du noyau dur ne seront disponibles dans leur intégralité qu'à l'issue de cette période.

#### Conclusions :

- Les dispositifs de sécurité nécessaires à la gestion des accidents de dimensionnement de la centrale nucléaire et de la piscine de stockage du combustible doivent être, conformément à l'état de la science et de la technique tel qu'il est décrit dans [1] et [7], réalisés de façon à être résistants aux défaillances uniques, non maillés, diversifiés et, dans la mesure du possible, à permettre la maintenance pendant l'exploitation. La centrale nucléaire de Cattenom présente, notamment en ce qui concerne les dispositifs de sécurité d'évacuation de la chaleur côté primaire et secondaire et l'alimentation électrique de secours, des lacunes de degrés différents. Ces lacunes relèvent, pour la plupart, du troisième niveau de protection. De ce fait – du point de vue du droit allemand – une sécurité suffisamment fiable en cas d'accident n'est pas garantie.
- Les agressions externes affectant le site, y compris les chutes d'avions, doivent être retenues comme référence pour le rééquipement nécessaire du site en vue de l'élimination des lacunes mentionnées. Selon l'état de la science et de la technique, ce sont les exigences stipulées dans [7], plus sévères que celles retenues pour le dimensionnement, qui s'appliquent en cas de chute d'avion.
- La maîtrise des accidents de fusion du cœur en ce qui concerne la réalisation des objectifs indiqués au chapitre 2.2 en liaison avec la note de bas de page 6 n'est pas prouvée.

- Le noyau dur en cours de préparation doit assurer les fonctions nécessaires du plan d'urgence interne du quatrième niveau de protection et d'un système de secours. Ce faisant, il convient de s'assurer que les fonctions du noyau dur respectent le principe d'indépendance entre les niveaux de protection et ne sont pas utilisées pour compenser des lacunes dans la gestion des événements au troisième niveau de protection.
- Au cas où le noyau dur serait amené à compenser des lacunes dans la gestion d'événements au troisième niveau de protection, les exigences relatives aux mesures et équipement correspondants du troisième niveau de protection s'appliqueront, comme indiqué par exemple dans [7]. Il convient de noter que les fonctions du noyau dur ne sont censées être disponibles dans leur intégralité que d'ici à 2020 voire après. D'autres opérations de rééquipement nécessaires concernant le quatrième niveau de protection ne seront réalisées que dans les années à venir [33].
- La centrale de Cattenom doit être considérée comme faisant partie d'une génération de centrales nucléaires dont la conception de sûreté est dépassée. Les défauts de sûreté issus de la conception se manifestent entre autres dans le dimensionnement (nature et portée) de dispositifs importants pour la sûreté, la gestion des situations hors dimensionnement et la résistance de la centrale aux agressions hors dimensionnement d'origine naturelle et dues à l'activité de l'homme. Le noyau dur qui est prévu pourra certainement apporter une contribution à la gestion de situations hors dimensionnement et à la limitation des conséquences de ces situations. Une élimination de l'ensemble des défauts de sûreté liés à la conception, en particulier dans le domaine de la prévention, n'est toutefois pas possible par ce moyen. À ce propos s'applique la conclusion établie dans [34] que de tels défauts de sûreté ne peuvent être compensés que de manière limitée par un rééquipement.

## 6 Bibliographie

- [1] Report WENRA Safety Reference Levels for Existing Reactors - UPDATE IN RELATION TO LESSONS LEARNED FROM TEPCO FUKUSHIMA DAI-ICHI ACCIDENT, WENRA, 24th September 2014
- [2] Prescriptions de sûreté particulières N° SSR-2/1, Sûreté des centrales nucléaires : Conception, AIEA, Vienne 2012

- [3] Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2)
- [4] Safety of new NPP designs, Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group, October 2012, RHWG (Reactor Harmonization Working Group)
- [5] External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants SAFETY GUIDE No. NS-G-1.5, IAEA Vienna 2003
- [6] IAEA, Safety Evaluation for Nuclear Installations, Safety Requirements N° NS-R-3, 2003
- [7] Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression adoptées pendant les réunions plénières du GPR et des experts allemands les 19 et 26 octobre 2000
- [8] Risikovorsorge außerhalb des Störfallspektrums, GRS-189, 2002
- [9] Grubler, A. (2012). The French Pressurized Water Reactor Program. Historical Case Studies of Energy Technology Innovation in: Chapter 24, The Global Energy Assessment. Grubler A., Aguayo, F., Gallagher, K.S., Hekkert, M., Jiang, K., Mytelka, L., Neij, L., Nemet, G. & C. Wilson. Cambridge University Press: Cambridge, UK.
- [10] Sixième rapport national de la France pour la CNS – juillet 2013
- [11] The westinghouse pressurized water reactor nuclear power plant, Copyright © 1984 Westinghouse Electric Corporation Water Reactor Divisions
- [12] Smidt, D.: Reaktorsicherheitstechnik, Springer-Verlag, 1979
- [13] Niehaus, Anwendung § 7d des Atomgesetzes, Stuttgart 09.10.2012
- [14] Pascal QUENTIN, Jean COUTURIER: IRSN point of view on plant long term operation assessment, IRSN, EUROSAFE Forum 2010

- [15] ASN REPORT on the state of nuclear safety and radiation protection in France in 2014
- [16] Code of federal regulations, Atomic Energy, Revised as of January 1, 1972, Published by the Office of the Federal Register National Archives and Records Service General Services Administration as a Special Edition of the Federal Register
- [17] REPORT of the OPERATIONAL SAFETY REVIEW TEAM (OSART) MISSION to CATTENOM NUCLEAR POWER PLANT FRANCE 14 November – 01 December 2011, DIVISION OF NUCLEAR INSTALLATION, IAEA-NSNI/OSART/11/166
- [18] LARGE & ASSOCIATES: VULNERABILITY OF FRENCH NUCLEAR POWER PLANTS TO AIRCRAFT CRASH, REPORT REF NO R3205-A1 (GREENPEACE FRANCE), 27.02.2012
- [19] Protection des installations nucléaires contre les chutes d'avions, ANS, 09/02/2015
- [20] Class I Guidances, Guideline on the categorization and assessment of accidental aircraft crashes in the design of new class I nuclear installations, FANC, February 2015
- [21] Methodology for coping with accidents of external and internal origin in PWR power stations, EUR 10782 EN, August 1984
- [22] Évaluations complémentaires de sûreté, Rapport de l'Autorité de Sûreté Nucléaire, décembre 2011
- [23] E. RAIMOND, J.M. BONNET, G. CENERINO, F. PICHEREAU. F. DUBREUIL, J.P. VAN-DORSSELAERE, Continued efforts to improve the robustness of the French Gen II PWRs with respect to the risks of severe accidents. EUROSAFE 2011- 11- 08

- [24] Électricité de France: Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima. 15 septembre 2011
- [25] Rapport final sur le test de résistance de la centrale nucléaire de Cattenom, février 2012, [https://mwkel.rlp.de/fileadmin/mwkel/Abteilung\\_6/Rapport\\_final\\_sur\\_le\\_test\\_de\\_resistance\\_de\\_la\\_centrale\\_nucleaire\\_de\\_Cattenom\\_en\\_francais.pdf](https://mwkel.rlp.de/fileadmin/mwkel/Abteilung_6/Rapport_final_sur_le_test_de_resistance_de_la_centrale_nucleaire_de_Cattenom_en_francais.pdf)
- [26] NUCLEAR POWER REACTORS IN THE WORLD, 2015 Edition, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2015
- [27] Design, Safety Technology and Operability Features of EPR, Interregional Workshop on Advanced Nuclear Reactor Technology for Near Term Development, July 4th, 2011 (Wien)
- [28] International nuclear energy guide. In: Editions TECHNIP, 1987
- [29] Das Kernkraftwerk Cattenom im Überblick, EdF 2010
- [30] La centrale nucléaire de Cattenom, Une production d'électricité au cœur de la région Lorraine, EdF, Février 2014
- [31] L'ASN fixe à EDF des exigences complémentaires pour la mise en place du noyau dur, note d'information de l'ASN, 23 janvier 2014
- [32] Convention on Nuclear Safety, Questions Posted To France in 2014
- [33] MISE À JOUR DU PLAN D'ACTION DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE, décembre 2014
- [34] Rapport de l'ASN sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France en 2011 (Fukushima : un an après)
- [35] Bekanntmachung der Interpretationen zu den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke vom 22. November 2012 vom 29. November 2013 (BANz AT 10.12.2013 B4), geändert am 3. März 2015 (BANz AT 30.03.2015 B3)

- [36] Stevenson; J.D.: Summary and Comparison of current U.S. Regulatory Standards and foreign Standards, Nuclear Engineering and Design (1984) 145-160
- [37] French approach to European Stress Test International perspective on lessons learnt from Fukushima Jean-Christophe Niel ASN Director General (EDO) July 31, 2014
- [38] LAGEN, Chapter 2 Design and Operation of a Pressurised Water Reactor, IRSN
- [39] Critical Review of the Updated National Action Plans (NAcP) of the EU Stress Tests on Nuclear Power Plants, Study commissioned by Greenpeace Germany, Oda Becker, Patricia Lorenz Vienna, Hannover, June 2015
- [40] Fabien FERON, NPP Periodic Safety Reviews (PSR) in France, French Nuclear Safety Authority (ASN), ENSREG workshop, April 2015
- [41] France, Peer review country report, Stress tests performed on European nuclear power plants, ENSREG, Stress Test Peer Review Board
- [42] ASN, Post Fukushima assessment and follow up, French, ENSREG National Action Plan (NAcPs) Workshop held on 22-26, April 2013 in Brussels
- [43] RSK-Stellungnahme 11. – 14.05.2011 (437. RSK-Sitzung) Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)

## **Annexe 1: Structures and Components of the "Hardened Safety Core" [22, 39, 42]**

"The hardened safety core relies on the implantation of additional SSC's or existing SSC's which are designed or checked against beyond design conditions (external hazards and a plant situation after this external hazard, with consideration of induced effects).

The global function of the hardened safety core is to guarantee ultimately basic safety function with reinforced means (criticality control, residual power evacuation, radiological confinement).

This hardened safety core relies on additional means. For reactors, this additional means comprises mainly:

- Bunkered diesel generator
- New ultimate heat sink
- New steam generator water feeding system
- Reinforced I&C for the steam generator and steam released valves
- Additional primary water feeding circuit
- Containment sump heat exchanger and related out-containment cooling system
- Related I&C
- Reinforced primary pump seal protection system
- Containment isolation system...

These SSC need the operation of existing systems such as hydrogen recombiners that are in place on French plants for years.

For spent fuel pools, mainly:

- Bunkered diesel generator (same as reactors)
- New ultimate heat sink (same as reactors)
- Related I&C

- Reinforced Water feeding circuits

In addition, as part of the hardened safety core, an additional on site emergency response centre will be implemented to cope with multi units accidental situations.

The implementation of the hardened safety core requires that existing SSC that have safety functions under specific conditions are checked regarding these conditions (reactor containment, PARs...), spent fuel pool structural integrity (under extreme hazard and induced effects such as heavy load drop).

This hardened safety core that relies on fixed means is also designed to be compatible and to house plugging systems to be supported if necessary by mobile means provided by some national repository.

On January 2014 ASN issued new resolutions to EDF related to the design and the implementation of the hardened safety core. Once translated in English, these decisions will be available on ASN web site: <http://www.asn.fr>.

The implementation of the most significant measures related to the hardened safety core (typically Bunkered diesel generator, New ultimate heat sink, additional on site emergency response centre) is forecasted by 2020 for the latest sites.”

Illustration 13 : Vue d'ensemble du noyau dur [33]



- 1 : reactor cooling system
- 2 : fuel pool cooling system
- 3 : reactor containment cooling system

January 2014

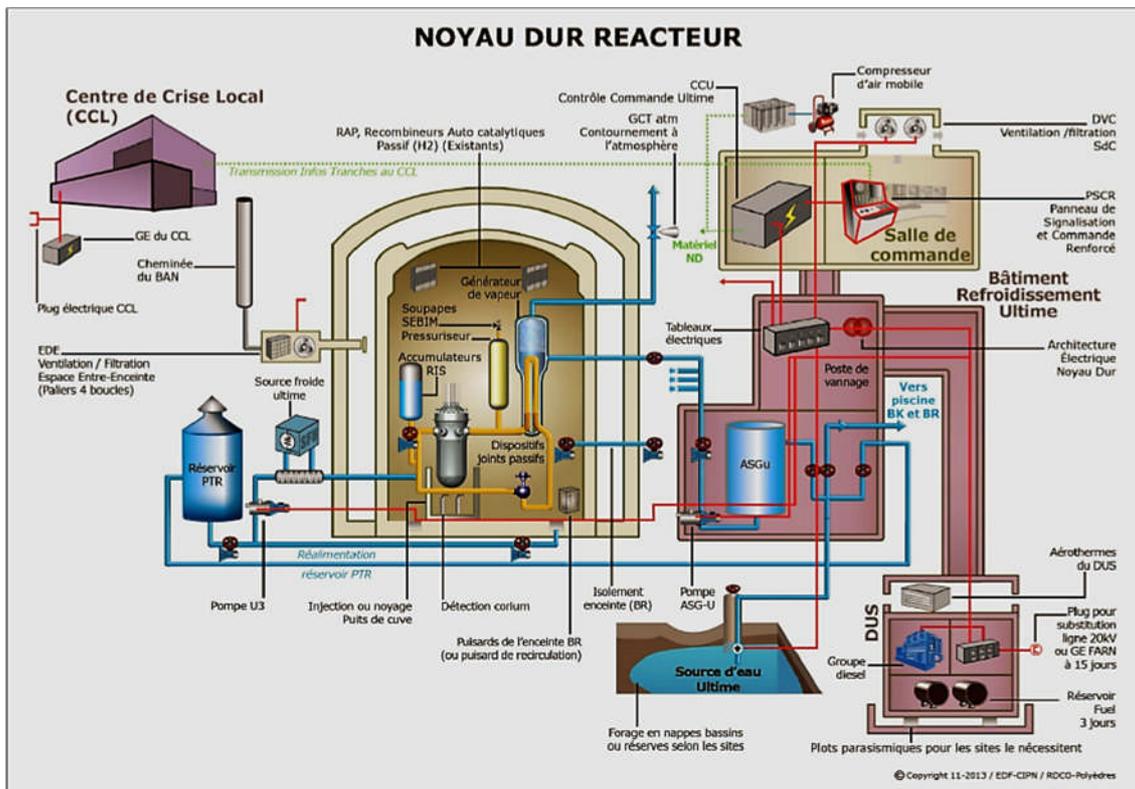


Illustration 14 : Vue d'ensemble de l'intégration à une centrale nucléaire [33, 42]