

# Pourquoi l'interdiction du grand carénage doit être imposée à EDF

Réalisé sur une idée originale de la rédactrice du journal Stop Golfech – mars 2020 - par Marc Saint Aroman

## Note préalable

A travers les lignes qui suivent, l'auteur se limitera à un balayage non exhaustif des problèmes qui touchent les centrales nucléaires tellement ils sont nombreux, divers et importants. Bien sûr, tous les réacteurs français étant de même facture, ce document ne se limite pas à la seule centrale de Golfech mais concerne tous les réacteurs de France. L'auteur s'attachera seulement à montrer comment, devant la grande difficulté de créer de nouvelles installations, les tenants de l'atome, sous l'œil bienveillant de politiques et sans l'avis des financeurs que nous sommes, commettent la faute lourde de faire vieillir au delà du raisonnable leurs installations. Pour tranquilliser le citoyen sur leur projet ils l'ont affublé d'une appellation rassurante : « grand » et « carénage ». qui sous entend une protection d'envergure.

Avec les sommes dépensées dans le rafistolage des réacteurs on pourrait aujourd'hui investir massivement dans les économies d'énergie et produire d'énormes quantités d'énergies renouvelables comme le font déjà depuis longtemps avec succès de nombreux pays à travers le monde.

Les documents dont la synthèse va suivre, non disponibles en France, ont été traduits de documents essentiellement américains. Ils ont pu faire l'objet d'erreur d'interprétation de l'auteur : de fait, bienvenue à toutes les propositions, remarques, ou compléments (cela pourra conduire à une version 2 de ce document).

La synthèse qui suit, va constituer un élément supplémentaire nécessaire à la mise en lumière d'une partie de la zone immergée de l'iceberg constitué par la filière atomique civile.

Les langues d'opérateurs du nucléaire se délient et le mouvement paraît irréversible depuis la catastrophe de Fukushima. Tout le monde a pu mesurer que les meilleurs techniciens et ingénieurs au monde dans tous les secteurs industriels (métallurgie, chimie, séismes... ) qui se trouvaient au Japon ont échoué à éviter la catastrophe. De fait, tous les acteurs de la filière nucléaire ont été ébranlés, jusqu'aux têtes des autorités de sûreté nucléaires où des patrons ont quitté leurs fonctions à travers le monde (Suisse, Belgique, États-Unis...). Parmi les acteurs de terrain, nous rappellerons « Nozomi Shihiro » et sa « Farce cachée du nucléaire » dont nous reprendrons quelques données ici pour corriger les omissions, mensonges et erreurs des atomistes. Laurent Dubost et ses dénonciation en 2011<sup>(1)</sup> · Philippe Billard travailleur sous traitant insoumis, les témoins de « Ma zone contrôlée » à travers, en particulier Gilles Reynaud. <sup>(2)</sup>, etc...

Il est sûr que la lecture d'un tel document n'est pas aisée, cependant, nul ne devrait ignorer son contenu devant les conséquences auxquelles nous serions exposés si survenait encore un accident majeur... même si une continuation de l'activité nucléaire sans accident constitue déjà une atteinte majeure au patrimoine génétique de l'humanité à travers les rejets radioactifs chroniques de toute la filière.

**A nous de convaincre les politiques d'arrêter cette voie énergétique mortifère dont nous allons tenter de démontrer, une nouvelle fois, l'inéluctable préparation de nouveaux crimes contre l'humanité à travers la prolongation de réacteurs délabrés.**

## Selon EDF même, des réacteurs nucléaires prévus pour fonctionner 25 à 30 ans

Fin des années soixante dix, sur les plaquettes d'EDF distribuées autour des installations nucléaires en construction, il était écrit que les réacteurs devaient fonctionner de 25 à 30 ans :

Recto



p 14

Verso



*Durée de fonctionnement*

25 à 30 ans.

*Réfrigération*

Chaque tranche nécessitera une tour de forme hyperbolique de 180 m de hauteur maximale et d'un diamètre de base de 150 m environ.

**Et pourtant, en mars 2020, les réacteurs atomiques français ont atteint un âge moyen de... 35,5 ans depuis leur première « divergence » soit déjà environ, un quart de temps en plus que celui annoncé.**

## Comment en est-on arrivé là ?

Un fonctionnement de 25/30 ans nécessitait, dès la mise en route des réacteurs, une planification de nouveaux moyens de production en remplacement. En effet, la première centrale nucléaire à eau sous pression française de Fessenheim connût sa première réaction en chaîne en 1977 (Filière de réacteur à eau sous pression sous licence Westinghouse qui succéda à la génération française de réacteurs graphites/gaz, qui fût elle même victime de deux accidents graves avec fusion partielle du cœur et où les militaires venaient directement chercher la matière première pour la bombe atomique) ce qui voulait dire, selon les dires mêmes d'EDF, une fin de vie entre 2002 et 2007.

Deux ans après la mise en route de Fessenheim, une fusion de cœur survint à Three Mile Island en 1979 sur réacteur de même facture que celui de Fessenheim. Cette catastrophe coûtera, selon la revue « I3E », pour sa gestion et les modifications profondes qu'elle engendrera sur tous les réacteurs, l'équivalent du prix de construction de tout le « parc » nucléaire américain. Malgré cet accident qui a ébranlé l'Amérique, au point qu'il n'y a plus eu de construction nucléaire durant 40 ans, la France fait le dos rond et continue à construire son parc atomique à travers une propagande pour l'atome hors du commun. Le poète Alain Barrière, choqué par Three Mile Island, avait chanté une « lettre au Président » dans laquelle il demandait l'arrêt de l'atome : il précisait au sujet de sa fille « *Quant à moi, j'veux pas qu'elle me dise Quand elle aura un peu grandi tu savais tout, t'es qu'un salaud, tu n'as rien dit* ». Comme il avait déjà dénoncé les responsables du naufrage de l'Amoco Cadiz, la question de sa contestation a été définitivement réglée par le fisc.

## Neuf ans plus tard, le 26 avril 1986, c'est au tour de la catastrophe de Tchernobyl

EDF et l'État affirmeront, avec l'appui de pseudos-scientifiques de la Société Française d'énergie nucléaire, qu'il s'agit d'un accident soviétique et que les réacteurs russes sont des épaves. Et pourtant suite à cette catastrophe, comme pour TMI, la France investira des milliards sur ce qu'elle appelle le retour d'expérience (REX). Cela représentera un tas de travaux qui coûteront, comme se plaît à le dire E. Macron au sujet des minimas sociaux : « *un pognon de dingue* » et qui conduiront à la modification et la complexification de la conduite des réacteurs. Après s'être affranchi de la licence Westinghouse à travers les 4 nouveaux réacteurs de Chooz et de Civaux, la France dessina et construisit un réacteur évolutionnaire dit de « génération 3 » : sauf qu'épaissir les murs et bunkeriser un réacteur était facile sur le papier : concrètement, la réalisation du monstre, qui répondait, selon ses promoteurs, à toutes les possibilités d'attaques connues entraîna des délais de construction qui font, qu'à l'heure où ces lignes sont écrites, l'EPR n'a toujours pas démarré. Entre temps survint la catastrophe de Fukushima qui démontra l'impérative nécessité, parmi d'autres « REX », d'éloigner le cœur du réacteur de la salle de commande ou les opérateurs se devraient de gérer le pire scénario envisageable pour leur installation. De fait, en cas de problèmes graves, malgré son coût et les études extraordinaires dont il a fait l'objet, l'EPR restera, sur de nombreux problèmes qui pourraient l'atteindre, aussi vulnérable que le fût le misérable « Titanic ».

Alors dans cet incroyable parcours, en 2019, la planification énergétique n'est toujours pas officiellement à l'ordre du jour : les cachotteries - révélation récente du Monde concernant la demande d'EDF à l'État pour la construction de 6 EPR en France – les affirmations douteuses – d'Elisabeth Born qui déclare, le 10 11 2019, que le 100% d'énergie renouvelables en France est à l'étude avec l'AIEA, ne laissent rien augurer de bon pour l'avenir énergétique de la France sans nucléaire.

## EDF impose sa volonté au politique

Dès la survenue de la catastrophe de Fukushima, EDF lançât une course pour rafistoler sa centrale de Fessenheim et prendre de vitesse le candidat à la présidence de la république François Hollande qui avait affirmé, en mai 2012 « *Je veux fermer Fessenheim pour deux raisons. C'est la plus vieille centrale, prévue pour 30 ans et elle aura 40 ans* » : au moment où ces lignes sont écrites, le réacteur n°1 est en cours d'arrêt définitif (21 février 2020).

Enhardi par son coup de Jarnac à Fessenheim, EDF continue et amplifie son tour de force avec, cette fois, la complicité de l'État. Toujours sans débat démocratique, l'électricien impose aujourd'hui à la population française un rafistolage intensif des réacteurs atomiques : nous sommes simplement dans une extension du travail réalisé discrètement depuis 4 décennies, pompeusement dénommé « *grand carénage* ». Le coût de l'opération annoncé officiellement par l'électricien est de 45 milliards d'euros : ce chiffre est largement sous-estimé puisqu'en 2016, les magistrats de la Cour des Comptes chiffraient son montant à près de 100 milliards d'euros. Mais pour EDF, l'objectif est d'amorcer cette voie de rafistolage pour ensuite puiser tranquillement et directement dans la poche du contribuable français. Une simple règle de trois nous montre que la facture s'élèverait, selon EDF, à environ 2,4 milliards d'euros pour rafistoler chaque centrale. Pour la Cour des Comptes le montant serait de 5,3 Mds d'euros par centrale.

## Un investissement annoncé comme devant servir à « pousser » la vie des réacteurs jusqu'à 60 ans

Pour ce qui concerne une dizaine de réacteurs français, on mesure l'incongruité de l'affichage officiel de cette décision de passage de 40 à 60 ans de durée de fonctionnement puisque, par exemple, ceux de Golfech n'ont pas encore... 30 ans ! Alors pourquoi EDF n'attend-t-elle pas simplement dix ans supplémentaires avant de dépenser notre argent ? Parce que l'électricien tente de dissimuler sous des artifices de communication la dure réalité : **de nombreux réacteurs, dont ceux de Golfech, sont déjà beaucoup trop dégradés pour simplement fonctionner...**

## Des remplacements de pièces gigantesques

Tout est monstrueux dans le nucléaire, et les rebuts iront, pour la grande majorité, grossir la quantité industrielle de déchets radioactifs déjà disséminée à travers la France et le monde. Suite à la difficulté et au coût de nombreuses opérations de démontage, tout ne sera pas robotisé. En conséquence, de nombreuses opérations se feront à grands coûts d'irradiation humaine suivies d'atteintes physiques, non répertoriées puisque la main d'œuvre exposée aux radiations est très majoritairement constituée de sous-traitants au suivi médical totalement défaillant. Ces coûts ne seront jamais intégrés dans les coûts du nucléaire puisque toujours reporté sur la société via les caisses d'assurances maladie. Suite à notre demande, EDF vient de nous préciser les matériels qui seront changés lors de l'opération de grand carénage à Golfech. (Voir page 6)

## Tous les œufs dans un même panier

La majorité des pays qui ont eu recours à l'électricité nucléaire se sont équipés de réacteurs atomiques de technologies de nature différentes (PWR, BWR, PHWR) (3)

Sur ce sujet, le 13 mai 2003, lors d'une audition parlementaire André-Claude Lacoste, patron de l'ASN déclarait(4) [...] « *Mais si vous cumulez ces deux points : 80 % d'électricité de l'énergie nucléaire, 58 réacteurs de la même famille, cela nous conduit, nous, autorité de sûreté nucléaire à quelque chose qui est une véritable obsession, et je prends le terme obsession au sens fort du terme : cela nous obsède. L'obsession est l'apparition d'un problème de sûreté qui soit en même temps générique et grave.*

*Pour illustrer mon propos, en cas de problème de sûreté générique et grave, je serais conduit à aller voir le Premier Ministre et à lui dire : « Monsieur le Premier Ministre, vous avez le choix entre deux décisions possibles : première version, on coupe l'électricité ; deuxième version, on continue à faire fonctionner le parc nucléaire d'EDF dans un mode dégradé. ». Ce n'est vraiment pas le genre de circonstances dans lesquelles je souhaite que moi-même ou mon successeur, nous nous trouvions. »*

Depuis l'énoncé de ces propos, un EPR, toujours dans la même technologie mais en plus puissant, est toujours en construction et est affecté par des défauts rédhibitoires.

## Références sur l'introduction

- (1) <https://blogs.mediapart.fr/edition/je-travaille-dans-le-nucleaire/article/170911/inondation-en-salle-des-machines>.
- (2) <http://www.ma-zone-controlee.com/>
- (3) <http://www.cea.fr/english/Documents/scientific-and-economic-publications/Elecnucl-2018.pdf>
- (4) <http://www.assemblee-nationale.fr/12/pdf/rap-oeest/i0832.pdf>

---

## « Techniques de l'ingénieur » (TI) nous donne le canevas de la longue revue de détails qui va suivre

C'est J-P Hutin, directeur des programmes de recherche et développement d'EDF qui a réalisé le document de 2006 de Techniques de l'Ingénieur (TI) : « *Gestion de la durée de vie des centrales* ».

Malgré son aspect de parti pris en faveur d'EDF, nous utiliserons ce document en y intégrant des données provenant d'études essentiellement américaines.

Ce qu'entend EDF dans TI pour une durée de vie qui serait « acceptable ». Une durée de vie :

- **technique** est consacrée quand l'installation ne peut plus produire d'électricité dans des conditions de sûreté acceptables ;
- **économique** est celle au-delà de laquelle les coûts de production deviendront prohibitifs en regard des autres moyens de production disponibles ;
- **réglementaire** est liée à une autorisation d'exploitation accordée pour un temps limité ;
- **comptable** correspondant à l'amortissement des investissements ;
- **socio-politique** s'achève lorsque les citoyens et leurs représentants n'acceptent plus cette forme de production ;
- **technico-économique** serait affectée par trois facteurs principaux : l'usure normale – le niveau de sûreté dont il est affirmé qu'il doit être en permanence conforme au référentiel des exigences de sûreté auquel la centrale est soumise et est susceptible d'évoluer en fonction des nouvelles réglementations – la compétitivité qui doit demeurer satisfaisante vis-à-vis des autres moyens de productions.

Dans les lignes qui suivent, nous allons voir comment chacune des durées de vie précitées a été dépassée, en dehors d'une seule : celle qui concerne la durée de vie réglementaire : en effet sur ce point, l'Autorité de Sûreté nucléaire est seule maître. Nous approcherons plus loin cet aspect qui pèse très lourd sur les épaules de l'ASN.

### Situation des centrales nucléaires françaises

Nous venons de voir que la moyenne d'âge des réacteurs français est aujourd'hui de 35,5 ans. A travers un

exemple, EDF nous fournit la vraie raison de son obstination à poursuivre le fonctionnement de ses réacteurs : « *chaque année supplémentaire d'exploitation d'une tranche de 900 MWe au delà de 40 ans permet d'économiser environ 80 millions d'euros par an [Ndr: 95 millions en euros constants] sur les charges financières qu'engendrerait un investissement nouveau.* »

Sur l'aspect humain, des « indicateurs de performances » seraient suivis pour piloter les centrales sur les doses collectives et individuelles – le volume des rejets nucléaires – la fréquence de certains dysfonctionnement ciblés – les paramètres sociaux et ressources humaines. Que de mots savants pour cacher la misère.

### **J-P Hutin d'EDF pris en flagrant délit de mensonge dans « Techniques de l'Ingénieur »**

Nous étions en 2006 et J-P Hutin affirmait qu'aucun des aspects évoqués précédemment ne faisaient apparaître de signe évident de vieillissement global des installations. Pourtant début des années 1990, via son inspecteur général de la sûreté Pierre Tanguy, EDF se disait préoccupé « *de plus en plus des problèmes que pose le vieillissement accéléré des centrales* ». Au sujet des fissures de corrosion découvertes sur les couvercles de cuve, les inspecteurs s'attendaient à ce que « *ces problèmes d'usure ne surviennent qu'au bout de trente ans au lieu de dix* ». (1)

**Nous sommes ici dans «Techniques de l'Ingénieur» qui constitue une référence scientifique : le fait de produire des contre vérités dans ce qui constitue un support pour les ingénieurs et les scientifiques relève de la faute lourde.**

### **La politique de gestion de la durée de vie**

EDF précise que la gestion pertinente de la durée de vie des installations commence par la recherche de l'excellence dans l'exploitation au quotidien sur la sûreté, la compétitivité et la transparence. Les plus de trois incidents par jour qui surviennent sur les réacteurs français démentent ces propos rassurants : le summum a sans doute été atteint à travers la convocation du directeur de la centrale de Golfech le 27 janvier dernier par l'ASN suite à la déroute qui règne dans la conduite des réacteurs du Tarn et Garonne. Mais revenons à TI où EDF donne l'exemple de l'importance qu'elle accorde « *au suivi des transitoires de pression et de température susceptibles de « fatiguer » les composants de la chaudière de façon à ne pas « gaspiller » le potentiel de résistance à la fatigue que le concepteur a prévu à l'origine* ». EDF indique l'importance de la collecte des données au quotidien qui est indispensable.

### **Anticipation suffisante en maintenance exceptionnelle**

EDF précise qu'à l'exception des composants jugés irremplaçables (voir page 11), les matériels des centrales peuvent être réparés, rénovés ou remplacés à la condition que ces travaux ne soient pas à réaliser en même temps sur tous les réacteurs. On trouve une des explications au fait qu'EDF se fasse tirer l'oreille depuis des années pour réaliser ses actions génériques fondamentales pour la sûreté qui sont des « retours d'expérience » suite à la catastrophe de Fukushima. La démarche prospective de maintenance exceptionnelle d'EDF cherche à réduire la probabilité de défaillances imprévues sur de gros composants ou en minimiser l'impact en recherchant par avance des parades. Sont incluses, en plus des défaillances proprement dites, tous les éléments affectant ces matériels comme l'obsolescence industrielle, les ruptures de stocks, l'évolution de la réglementation, la disparition de constructeurs, etc...

### **Visites et réévaluations décennales**

EDF nous explique que, bien qu'il n'y ait rien de prévu dans loi française – nous sommes toujours en 2006 – une pratique s'est instaurée qui profite des visites décennales, imposées pour les appareils sous pression, pour procéder tous les dix ans à une réévaluation de sûreté sur la base d'un référentiel nouveau convenu entre EDF et l'Autorité. Selon EDF, une visite décennale et sa réévaluation de sûreté incluent les éléments suivants :

- **un examen de conformité** permettant de s'assurer que l'installation est bien dans l'état de référence et de traiter les « écarts » identifiés ;
- **la définition d'un nouveau référentiel tenant du retour d'expérience français** et international et de l'évolution des exigences externes ;
- **les études de sûreté** permettant d'identifier les points sur lesquels l'application du nouveau référentiel présente des difficultés ;
- **les études et réalisations des modifications** éventuellement nécessitées par les études précédentes ;
- **les visites et les actions requises par les différentes réglementations** – appareils à pression en particulier avec l'inspection des cuves de réacteurs ;
- **les actions de maintenance** normalement prévues par l'exploitant ;
- **un programme d'investigations complémentaire** destiné à vérifier la pertinence des programmes habituels, notamment vis-à-vis du vieillissement, et à renforcer la robustesse des stratégies ;
- enfin, EDF met en place toutes les actions qu'elle a décidé pour améliorer les performances des installations ou pour faciliter l'exploitation.

L'électricien note que l'autorité ne souhaite généralement pas se prononcer sur des périodes de plus de 10 ans, ce qui constitue à ses yeux un handicap par rapport à d'autres pays dans la mesure où elle est privée d'une visibilité à plus long terme qui l'encouragerait à investir. Dans les années 90, suite à la découverte des fissures dans les cuves des réacteurs, l'autorité avait encore raccourci ces fameux 10 ans.

### Mécanismes de vieillissement

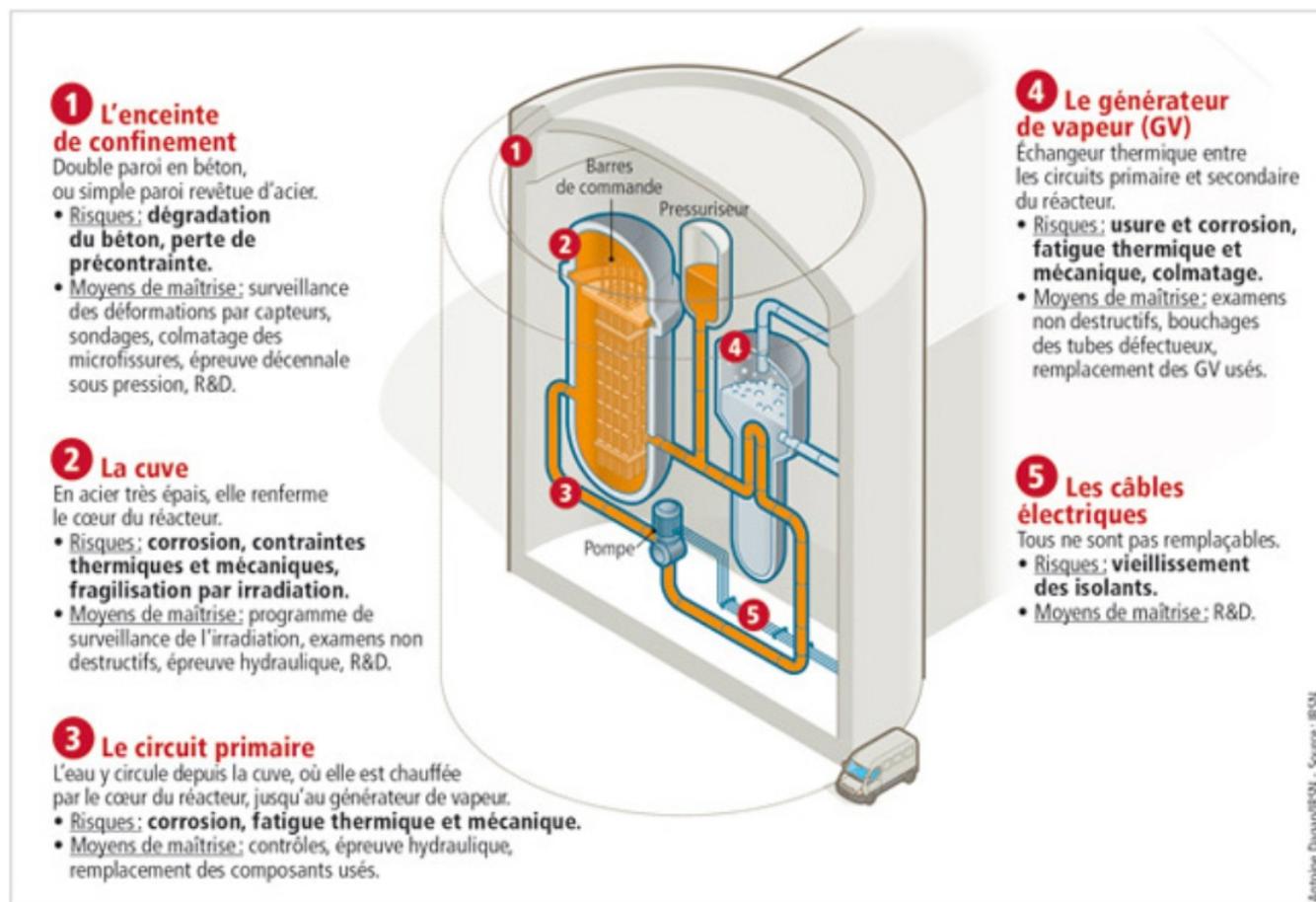
Le vieillissement est constitué par l'ensemble des mécanismes liés au temps qui tendent à faire perdre aux matériels leurs caractéristiques initiales et EDF de préciser : « *De ce point de vue, le vieillissement n'est pas en soi quelque chose d'évitable. On peut néanmoins prendre des mesures pour suivre ses effets, les limiter, les retarder ou les remplacer par d'autres moins indésirables.* » Et EDF de lister des problèmes : Fragilisation des aciers par irradiation ; Gonflement des matériaux ; Vieillesse thermique ; Fatigue ; Corrosion sous contrainte ; Corrosion aqueuse ; Corrosion érosion ; Mécanismes de dégradation des bétons ; Mécanismes de dégradation des élastomères et polymères ; Usure.

Sur les éléments contenus dans les conclusions de la note d'EDF, on va retrouver ce qui sera étayé par les divers organismes de recherche et de contrôle dont nous avons synthétisé les travaux dans ce qui suit :

- pour la cuve, la maîtrise est assurée à travers... une surveillance et des études.
- Pour l'enclume de confinement, EDF va beaucoup plus loin puisqu'elle rajoute la continuation de pose de rustines !
- Pour les câbles enfin, comme nous le verrons également plus loin, la maîtrise est assurée par... la recherche et développement.

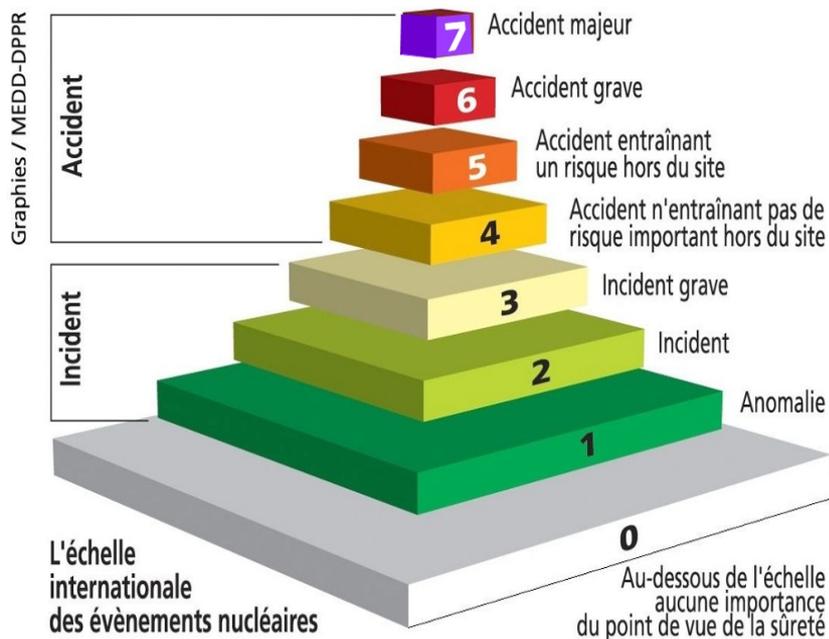
(1) Les Échos 20 10 1992 : « EDF s'inquiète du vieillissement de ses centrales »

## Les zones critiques du vieillissement des réacteurs sous pression



## Potentialité de risque des matériels constitutifs d'une centrale nucléaire

Dans tout ce qui suit, nous allons positionner le niveau de potentialité de risque que, selon nos estimations, font courir des composants constitutifs des centrales nucléaires par des couleurs insérées dans les titres. La base de ces couleurs sera celle qui est utilisée pour l'échelle Internationale Nuclear Event Scale, dont le sigle, comme toujours dans le nucléaire fait rêver : INES. Voir la pyramide ci-dessous. De blanc pour le niveau 0 considéré comme faible à violet pour le risque total niveau 7. Comme vous pourrez le constater, nous avons placé l'essentiel des éléments d'un réacteur qui suivent dans le haut de la pyramide. En effet de par leur fonction et les atteintes physiques qui les ont dégradé ils sont fortement susceptibles de conduire à des « événements précurseurs ». Selon l'Institut de Recherche et de Sécurité Nucléaire (IRSN), un « événement est dit «précurseur» lorsque son occurrence sur un réacteur induit une augmentation du risque de fusion du cœur supérieure à  $10^{-6}$  par rapport à la valeur de référence. »



### **- I - Matériels annoncés comme remplacés lors du grand carénage à Golfech**

Les principales opérations porteront sur la rénovation ou le remplacement de gros composants arrivant en fin de vie technique et sur la réalisation de modifications nécessaires à l'amélioration de la sûreté.

Les opérations seront nombreuses et d'envergure, affirme EDF, à travers le remplacement sur les deux unités : des pôles du transformateur principal ; du rotor du groupe turbo-alternateur ; du contrôle commande du circuit primaire et secondaire ; d'un échangeur du système de purge des générateurs de vapeur ; de mécanismes de grappes de commandes ; de groupes frigorifiques du système qui assure la production et l'alimentation en eau glacée des batteries froides de circuit de ventilation. L'électricien précise également qu'au cours du grand carénage, des chantiers de prise en compte du retour d'expérience de Fukushima seront menés. EDF affirme que le programme d'investissement vise à permettre la poursuite d'exploitation, en toute sûreté, des réacteurs nucléaires au-delà de 40 ans. On peut douter du fait que l'exploitation se fera en toute sûreté à Golfech, et ailleurs, en observant l'année passée : le directeur lui même déclarait : « 33 incidents significatifs sur le site de Golfech en 2019, ce n'est pas un résultat satisfaisant »<sup>(1)</sup>. Le directeur de Golfech, Nicolas Brouzeng, fût d'ailleurs convoqué le 27 janvier 2020 par l'ASN pour un rappel à l'ordre<sup>(2)</sup>. Extrait de la lettre de l'autorité : « L'ASN constate que les analyses de risque préalables aux activités présentant des enjeux pour la sûreté peuvent être insuffisantes, voire inexistantes, et que les analyses des causes des événements significatifs survenant dans les installations sont souvent trop superficielles, ce qui nuit à la prise en compte du retour d'expérience. Elle considère également que les recommandations de la filière indépendante de sûreté\* de la centrale nucléaire de Golfech ne sont pas suffisamment prises en compte par la direction du site. »

Plus loin, l'électricien précise également qu'au cours du grand carénage, des chantiers de prise en compte du retour d'expérience de Fukushima seront menés. Cette opération démarrera cette année et s'étalera sur 5 ans.

Les opérations seront nombreuses et d'envergure affirme EDF, à travers le remplacement sur les deux unités :

## - I.1 - des pôles du transformateur principal -

Ces pièces font partie des éléments servant à transformer la tension et le courant qui sortent de l'alternateur. Des incendies, parfois des explosions se produisent sur ces transformateurs aux États-Unis privant de fait les réacteurs de leurs alimentations électriques haute tension extérieures. Plusieurs déclarations de situation d'urgence s'en sont suivies. On comprend mieux pourquoi une attention forte est apportée sur ces composants lourds, d'autant que les incendies, contrairement aux becquerels mortifères qui ne se voient pas, font vraiment désordre pour le voisinage. Il est donc important pour EDF de changer ceux qui sont dégradés avant leur embrasement ou explosions,

**Espagne** : juin 2012 à Almaraz.

**Etats-Unis** : South Texas : janvier 2013, l'urgence a été déclarée suite à la perte de l'alimentation électrique principale du réacteur suite à un incendie ou une explosion sur un transformateur principal.

Beaver Valley : janvier 2014, arrêt automatique du réacteur suite à l'apparition d'un défaut sur le transformateur principal avec enclenchement automatique des systèmes de protection du réacteur. En mai 2015 à Indian Point

Oconee en mars 2016, explosion et incendie visible de très loin, trop loin pour les tenants de l'atome

<https://youtu.be/KV41uWv9SJk>



Mc Guire en novembre 2017,

Byron en juillet 2018...,

et bien sûr, comme évoqué plus haut, le tour de la France est arrivé avec, par exemple, Nogent sur Seine en juillet 2018,

Source : <https://www.sortirdunucleaire.org/> rubrique accident partout

## Pôle de transformateur principal



Illustration EDF

Ici au Tricastin pour un réacteur de 900 Mwé  
Sur un 1 300MW il y a trois pôles de 550 MVA -  
Sa masse serait de 288 t  
- Il transforme le 20 kV en 400 kV

## - I.2 - Le rotor du groupe alternateur -

Les groupes turbo-alternateurs ont des masses imposantes et ce sont eux qui, par leur rotation, produisent le courant des réacteurs vers le réseau. Le rotor qui sera changé en constitue sa partie tournante de 240 tonnes pour les réacteurs de 1 300 MWé.

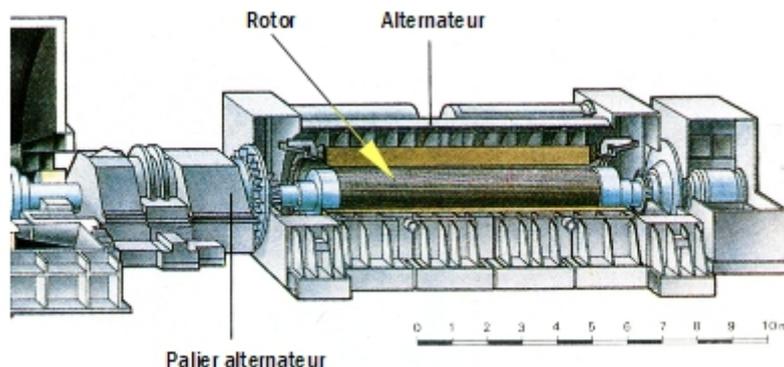


Illustration EDF

Les contraintes qui s'exercent sur ce rotor en mouvement sont telles que tous les réacteurs au monde sont régulièrement touchés par des problèmes, en voici quelques exemples<sup>(1)</sup> :

- **Aux Etats-Unis** : - **mai 2013** : à Beaver Valley : arrêt du réacteur n° 2 suite à des vibrations sur le stator ; **mai 2014** : à Pilgrim : arrêt suite à une fuite d'hydrogène sur l'alternateur ayant dépassé 4,5 kg ; **février 2017** : à Lasalle survient une fuite d'hydrogène supérieure à 3,7 kg ; **février 2018** : perte de l'excitation ; **mars 2019** à Indian Point 2 : perte de l'excitation de l'alternateur.

- **En Russie** : - **novembre 2016** à Novovoronezh n° 6 : **arrêt d'urgence du réacteur suite à une forte explosion dans le bâtiment réacteur et perte de la génération d'électricité** - Selon les autorités, le problème se serait limité à la partie des bâtiments de l'alternateur.

- **En France** : - **Bugey n°5** : juin 2013 : incendie déclaré sur un alternateur - **Dampierre 2** : octobre 2015, mise à l'arrêt suite à un défaut sur l'alternateur - **Blayais n°4** : mise à l'arrêt suite à la détection d'une perte d'hydrogène dans le circuit de refroidissement de l'alternateur - **Chinon 1** : octobre 2015 ; arrêt de l'unité suite à un aléa sur le système de réfrigération du groupe turbo-alternateur - **Paluel n°4**: Baisse de pression d'hydrogène au niveau de l'alternateur en mai 2016 - **Cruas n° 4** en mars 2017 arrêt suite à un problème d'hydrogène en salle machine – **Tricastin n°4** : arrêt d'urgence sur une défaillance du refroidissement à l'hydrogène - **Penly n°1** : août 2018 : arrêt suite à un problème sur l'alternateur.

### Références sur l'alternateur

(1) <https://www.sortirdunucleaire.org/> rubrique accident partout

## - I.3 - Le système du contrôle commande du circuit primaire et secondaire -

**Nous irons chez « Techniques de l'Ingénieur » pour en savoir davantage sur le système de contrôle-commande qui sera donc changé à Golfech.**

Ce système met en place les moyens permettant de contrôler et commander les processus physique qui se développent dans une centrale nucléaire. Il comprend les matériels qui ont pour rôle de : - **mettre** en ou hors service des installations du réacteur - **maintenir** certains paramètres à l'intérieur de valeurs prédéterminées - **surveiller** que les matériels, les circuits et les installations fonctionnent dans les limites de sécurité prévues - **détecter** l'apparition de conditions de fonctionnement anormales, de les signaler - **placer** les matériels, circuits et installations en position de sécurité. Parallèlement il doit maintenir les fonctions liées à la sûreté nucléaire et, si nécessaire, actionner la mise en service des matériels, circuits et installations devant placer le réacteur en arrêt sûr et assurer l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur ainsi que limiter le relâchement de substances radioactives hors du site - **disposer** d'informations permettant à l'exploitant de connaître l'état de fonctionnement en situation normale ou accidentelle - **mettre** en mémoire des informations sur les matériels, circuits et installations permettant de pouvoir étudier à posteriori le comportement des exploitations.

### la mesure des paramètres physiques qui est effectuée par l'instrumentation

La commande et la surveillance des processus qui sont assurés par les opérateurs via une interface de communication entre les hommes et les machines, située en salle de commande, on y trouve : les organes de commande - les indicateurs - les enregistreurs - des écrans de visualisation, etc... - le traitement des signaux fournis par l'instrumentation et des ordres donnés par les opérateurs pour piloter et surveiller le processus est effectué par des automates. Ces automates exécutent des opérations sur des données binaires, qui sont dites zéro ou un, ou sur des données variant de façon continue dites analogiques comme des automatismes de réglages, des mesures.

### L'action sur le processus physique précisé ci -dessus est réalisée par des actionneurs

Toute l'architecture et ses composants doivent répondre à des contraintes qui constituent la base de spécifications des équipements. Ces contraintes sont liées aux missions de l'ouvrage et au procédé à maîtriser. Les spécifications du contrôle-commande dépendront ainsi : - des choix faits en matière de conduite suivant la composition et organisation de l'équipe de conduite, le rôle et formation des opérateurs, le niveau d'automatisation, etc... - des critères de disponibilité liés aux « missions » de l'ouvrage - des critères de fiabilité liés aux exigences de sûreté - la sûreté nucléaire - Les dispositions à prendre pour éviter puis maîtriser les rejets radioactifs et assurer la protection des installations et des populations, dénommée « sûreté ». Technique de l'Ingénieur précise que cette dernière influe fondamentalement sur les contraintes de conception des centrales nucléaires.

## L'IRSN évoque ses recherches sur la question

L'Institut a travaillé à l'analyse de sûreté des logiciels de contrôle-commande, de leur qualité et fiabilité. L'IRSN évoque l'obsolescence des contrôles-commandes électromécaniques des premières centrales nucléaires qui sont remplacés par des systèmes programmés et, en partenariat avec l'autorité américaine, il évalue la sûreté des logiciels de ces nouveaux systèmes de contrôle-commande. Un laboratoire « *Atelier d'Analyse et de Test des Logiciels d'Automates de Sûreté* » (ATLAS) a été créé. Selon l'IRSN, sur la base d'outils informatiques il permet : - **d'évaluer les méthodes** de développement et de maintenance utilisées par le fabricant du logiciel, en regard des normes industrielles et de l'état de l'art - **de vérifier que le logiciel réalise** bien les fonctions qui lui ont été attribuées, qu'il continue d'assurer son service même en présence de pannes matérielles ou d'erreurs de développement.

ATLAS comprend des outils d'analyse statique et dynamique autour du comportement du programme exécutable dans des situations normales ou anormales. Il s'appuie sur l'évaluation de la sûreté des logiciels du contrôle-commande du palier N4 (voir sur la toile le n°131 d'octobre 1999 de la revue « Contrôle » ). L'IRSN a aussi développé l'outil de simulation « CLAIRE », qui permet de réaliser la simulation du fonctionnement d'un logiciel sans avoir besoin du matériel du site (carte de l'unité centrale, cartes périphériques...). Cet outil utilise une modélisation qui remplace les circuits réels et leur environnement (horloge, circuit de communication, mémoires...). Un outil spécifique Chronoscope est en cours de développement. Il est dédié à l'analyse statique des logiciels "temps réel multitâche" car, malgré l'existence de nombreux outils d'analyse et de test des logiciels séquentiels conventionnels, aucun outil d'analyse spécifiquement adapté à la programmation « temps réel multitâche » n'était disponible sur le marché.

Il ne restera plus qu'à croiser les doigts pour que la transition entre les deux technologies se passe sans erreur fondamentale. Il faudra également qu'EDF assure des raccordements sérieux entre les vieilles et nouvelles technologies, chose qui est loin d'être garantie avec des câbles de liaison électriques aux isolants en fin de vie et aux conducteurs dégradés. Les nouveaux logiciels plus souples et réactifs que leurs robustes ancêtres électromécaniques devront être protégés des infestations par des virus ou même de cyberattaques comme ce fut le cas sur la centrale nucléaire indienne de Kudankulam en octobre 2019. Le site « Développez » <sup>(3)</sup> notait que le laxisme qui a régné dans cette affaire est anormal dans la mesure où plus de 20 cyberincidents sont survenus dans des installations nucléaires depuis 1990.

### Petit tour de France des problèmes qui affectent ce matériel

**Tricastin** en décembre 2019 : le système contrôle-commande du réacteur n°1 n'était pas suffisamment résistant aux séismes car les armoires du contrôle-commande n'étaient pas correctement fixées.

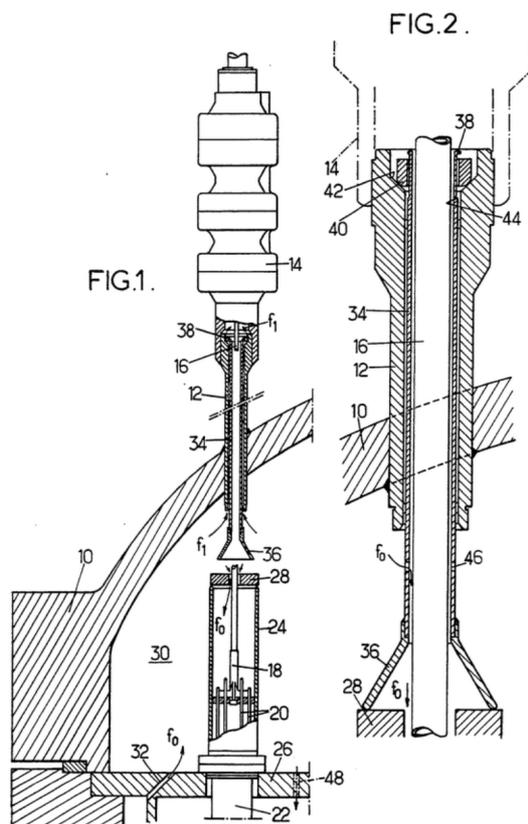
**Flamanville** en février 2019 : erreur dans le paramétrage du système qui mesure la radioactivité des générateurs de vapeur.

**Chooz** en juillet 2018 : erreur lors d'une opération de maintenance sur le contrôle-commande du réacteur 1 lors de travaux de maintenance sur le réacteur à l'arrêt.

**Saint-Alban** : 21 août 2017 : arrêt automatique du réacteur 2 alors que les équipes intervenaient sur son système de régulation. Alors que ce réacteur venait tout juste de redémarrer, celui-ci s'est arrêté automatiquement : une procédure de sûreté et de protection du réacteur s'est enclenchée alors que les équipes étaient en train d'intervenir sur le système de contrôle communication.

**Paluel** : le 2 juillet 2013, un équipement de contrôle-commande utilisé pour le démarrage de systèmes de sauvegarde a été indisponible pendant une durée très supérieure aux délais fixés par les règles générales d'exploitation (RGE).

## - I.4 – Mécanismes de grappes de commandes -



Alors que les réacteurs de Golfech ne fonctionnaient que depuis une dizaine d'années, les couvercles de cuves ont dû être changés sur les deux unités : simple précaution affirmait EDF !

Aujourd'hui, ce sont donc les mécanismes de grappes de commandes, systèmes sophistiqués de régulation de la réactivité et donc de la puissance neutronique du cœur qui vont être changés. Comme on peut le voir sur le schéma ci-contre, l'enveloppe de ces éléments fondamentaux pour la sûreté traverse le couvercle et est soudée au couvercle.

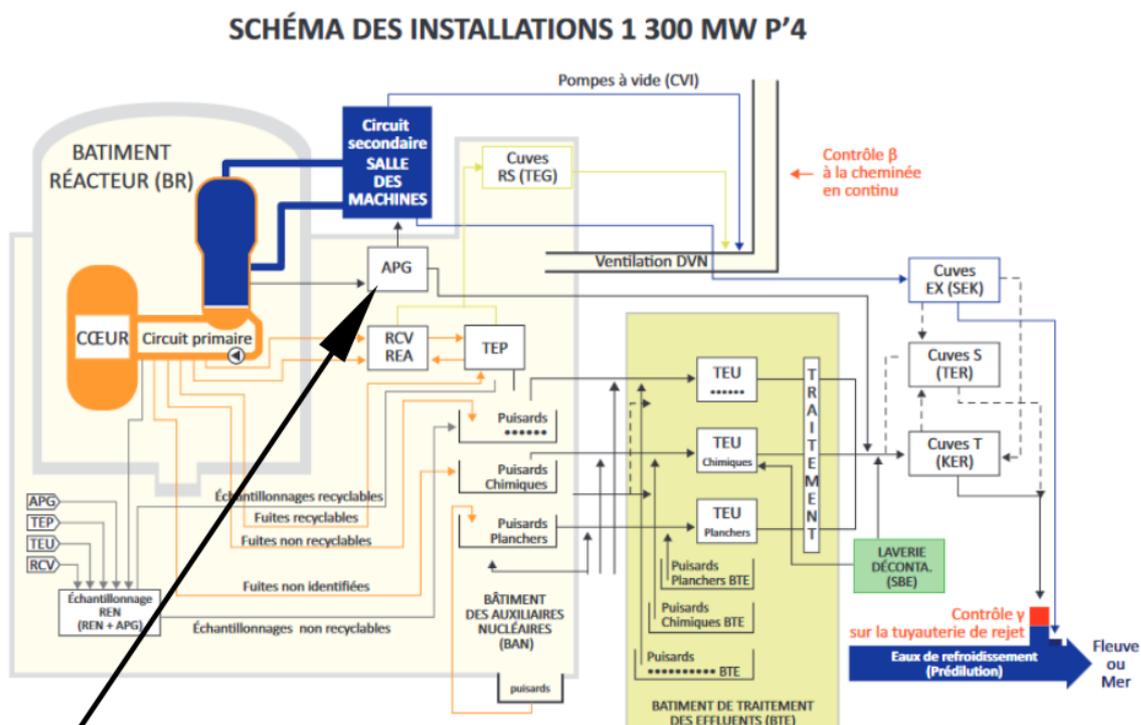
Encore une opération de remplacement lourde en irradiation et contamination de personnels dont l'électricien laissera traditionnellement la facture à la société française via la sécurité sociale.

Source :

<https://patentimages.storage.googleapis.com/EP0252788B1/imgf0001.png>

## - I.5 - Un échangeur du système de purge des générateurs de vapeur -

On peut s'interroger pour savoir si cet échange ne s'effectuerait pas sur le réacteur n°2 suite au problème grave survenu sur le réacteur n°2 de Golfech 8 octobre 2019... On peut voir ci-dessous la position de ce système de purge.



Système de purge des générateurs de vapeur dit « APG »

## - I.6 - Groupes frigorifiques du système qui assure la production et l'alimentation en eau glacée des batteries froids de circuit de ventilation -

Ces types de matériels ne défrayent pas souvent la chronique des centrales nucléaires et pourtant il est un des éléments fondamentaux d'un réacteur dans le sens où il fait partie du système : - de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires - de ventilation de refroidissement du confinement - de filtration interne du bâtiment du réacteur - de ventilation par balayage de l'enceinte de confinement - de **ventilation du bâtiment de sauvegarde en zone contrôlée et non contrôlée et des systèmes électriques – de climatisation de la salle de contrôle principale** - de ventilation pour l'eau d'extinction des incendies- ventilation de l'îlot nucléaire conventionnel électrique.

On notera au passage, dans les rapports annuels d'EDF, des rejets intempestifs de gaz destructeurs de la couche d'ozone cumulant un effet de serre important. On peut citer l'exemple de Golfech en 2012 <sup>(4)</sup>, où , pour les seuls chlorofluorocarbones, la centrale nucléaire a rejeté l'équivalent de 595 620 kg équivalent CO2 en 6 "incidents". Voici, sur la base des données d'Edf :

- 3 rejets de r22 (pouvoir de réchauffement de 1 700) : 24 kg ; 48,1 kg et 24 kg - soit 163 370 kg équivalent CO2,
- 1 rejet de r404a (Pouvoir de 3 260) : 40 kg soit 130 400 kg équivalent. CO2, (classé niveau 0)
- 1 rejet de r407c (1 525) : 30 kg soit 45 750 kg équivalent. CO2,
- 1 rejet de R134a (1 300) : 197 kg soit 256 100 kg équivalent. CO2.

Pour en savoir un peu plus, nous nous référerons à un document d'EDF, même s'il concerne l'EPR d'Hinkley Point : « *Public Version of HPC PCSR3 Sub-chapter 9.4 - Heating, Ventilation And Air Conditioning Systems* » <sup>(5)</sup> document bien caviardé pour cause, est-il écrit, de secret commercial et de données personnelles (« *Le texte entre parenthèses {...} dans ce document est un texte nucléaire sensible, des informations commerciales sensibles ou des informations personnelles et ont été supprimées* »). Le terme utilisé de nombreuses fois dans le document est SCI : « *Sensitive Compartmented Information.* ».

Les systèmes de chauffage, de ventilation et de climatisation ont pour but de maintenir les conditions internes dans des limites acceptables (qualité de l'air, température, humidité et contamination) pour protéger le personnel et le matériel contre les risques spécifiques découlant des dangers internes : de surveiller et de limiter les rejets radioactifs pendant le fonctionnement normal de la centrale et en cas d'accident.

### Conditions externes

Le système de chauffage, de ventilation et de climatisation et la conception des systèmes d'eau réfrigérée est classé élément de sécurité. **Nous ne saurons pas, par exemple, quelles sont les conditions extérieures estivales extrêmes de température d'air prises en compte en moyenne sur 24 h** : « *la moyenne sur 24 heures des températures extrêmes de l'air : {le SCI a été supprimé}, »* et la suite : « *Pour plus de détails et de justification des Ces chiffres sont présentés dans le sous-chapitre 2.1. SECTION 9.4.1 - { SCI RETIRÉ } { Ce chiffre contient le SCI et a été supprimé } »*

**Sur ces seuls éléments de température extérieures, comme sur le document complet on peut mesurer comment les données caviardées ne concernent ni le secret industriel ni des données personnelles : en réalité il s'agit seulement, pour EDF, de cacher des informations particulièrement inquiétantes.**

### Références sur le matériel remplacé à Golfech

- (1) <https://www.francebleu.fr/infos/environnement/comment-eviter-les-incident-a-la-centrale-nucleaire-de-golfech-1578747855>
- (2) <https://www.asn.fr/Informer/Actualites/L-ASN-auditionne-la-direction-de-la-centrale-nucleaire-de-Golfech>
- (3) <https://securite.developpement.com/actu/284688/Piratage-du-reseau-d-une-centrale-nucleaire-indienne-quelles-lecons-pouvons-nous-en-tirer-Quelques-pistes-de-reflexion/>
- (4) <http://stopgolfech.org/wp-content/uploads/2014/02/journal-72-09-13.pdf>
- (5) Public Version of HPC PCSR3 Sub-chapter 9.4 - Heating, Ventilation And Air Conditioning Systems - CHAPITRE 9 - SYSTÈMES AUXILIAIRES SOUS-CHAPITRE 9.4

## - II - Matériels réputés non remplaçables

**Passons ici à une analyse très/trop longue** pour tenter de comprendre pourquoi ces deux éléments qui ne seront changés sur aucun réacteur français puisqu'ils ne peuvent officiellement pas l'être, devraient imposer la mise à l'arrêt de tous les réacteurs à eau sous pression pas seulement en France mais au niveau mondial.

**Et pourtant, rien ne se profile clairement aujourd'hui, d'où que ce soit, exploitants, autorités, organismes internationaux... pour appliquer cette règle fondamentale de protection de l'humanité.**

Comme pour toute cette synthèse, pour une compréhension précise des enjeux, nous balaierons d'abord les caractéristiques techniques, les fonctions et enfin les failles qui affectent les composants des réacteurs.

### - II.1 - La cuve -

Edf, dans Techniques de l'Ingénieur, précise que la cuve est soumise à une irradiation qui la fragilise et qui pourrait accroître le risque de rupture. La rupture totale est rendue possible par la conjonction de trois éléments :

- un défaut préalablement existant de fissures,
- un effort important appliqué à ce défaut comme par exemple lors d'un transitoire thermohydraulique violent,
- un matériau dont la ténacité est faible et qui travaille dans son domaine fragile (voir ci-dessous).

Dans la démonstration qui suit ces données, EDF rassure sur la tenue des cuves en concluant que **« le risque de rupture brutale est suffisamment faible pour justifier une durée de vie des cuves françaises d'au moins 40 ans »**. Elle rajoute que, pour encore accroître les marges de sûreté, elle a une stratégie d'optimisation des plans de chargement du combustible de façon à réduire la fluence<sup>(a)</sup> reçue par la paroi des cuves.

<sup>(a)</sup> La fluence constitue l'intégrale d'une densité de flux de particules sur un intervalle de temps donné.

**Quittons « Techniques de l'Ingénieur » et voyons une réalité moins reluisante**

**Mais pourquoi donc les pronucléaires cherchent-ils tant à rassurer sur le bon état des cuves ?**

Comme dans le paragraphe précédent, nous pouvons constater une large communication rassurante, au niveau mondial, sur la tenue des cuves des réacteurs, y compris au niveau des contrôleurs du nucléaire :

**s'ils se donnent tout ce mal, c'est simplement parce que la cuve d'un seul réacteur de 1 350 mégawatts électriques, comme celui de Golfech, contient 21 milliards de curies soit encore 777 milliards de milliards de becquerels :**

évidemment cet énorme chiffre, minutieusement caché par les tenants de l'atome, comme l'écrit André Paris auteur de cette révélation, ne nous dit pas grand chose. Aussi, pour évaluer ce qu'il peut représenter, nous nous appuyons sur ce qu'en disait André Paris, coréalisateur avec la Crie-Rad, de *« l'Atlas France et Europe des Contaminations radioactives »*

<sup>(1)</sup> suite à Tchernobyl et révélateur de cette monstruosité : les normes internationales officielles d'interdiction de territoires suite à une contamination radioactive, sont établies à quinze Curies par km<sup>2</sup> : en d'autres termes, le contenu d'un seul cœur de réacteur réparti uniformément sur la surface de la terre serait suffisant pour devoir évacuer la planète entière... et il y a, à cette heure, 417 cœurs qui divergent à travers le monde.

Pour avoir une idée encore plus précise du contenu d'un cœur de réacteur au temps zéro de l'accident ; l'AIPRI, via Paolo Scampa a dressé un tableau des plus de mille radioéléments artificiels <sup>(2)</sup>

**Un contenu terrible qui ne cherche qu'à se faire la belle**

Le « combustible » doit en permanence être dans des conditions environnementales draconiennes : les marges de manœuvres pour son suivi sont quasi nulles et il doit en permanence être refroidi, sinon c'est la fusion comme à Fukushima... mais également pas trop refroidi car, dans ce cas, la réaction en chaîne s'emballe. Les problèmes survenus durant la phase de mise à l'arrêt du réacteur comme elle est survenue à Golfech le 8 octobre 2019, a été sous estimée lors du lancement du programme atomique mondial. Elle a pourtant été découverte comme aussi dangereuse que celle de fonctionnement à pleine puissance : en effet, dans cet état, la cuve ne contient qu'une soixantaine de mètres cubes d'eau de refroidissement et, si sa circulation s'interrompt, le combustible entre en fusion en 20 minutes. Il y a également les écarts de puissance entre les différentes zones du cœur qui doivent être surveillés de très près sachant qu'il y a trois boucles de refroidissement distinctes pour les 900 MWé et quatre pour les puissances supérieures.

**Comme la cuve ne peut être remplacée elle dicte la durée de vie du réacteur**

Comme nous venons de le voir, selon EDF même, la cuve fait partie des matériels « réputés non remplaçables ». Ce sont les radiations et le vieillissement qui ont transformé la structure de la cuve et lui ont fait perdre son élasticité au fil des ans.<sup>(3)</sup> La zone verte correspond à celle où la cuve est élastique. La zone rouge, à celle où elle est devenue rigide.

Dans le cas d'apparition d'une situation accidentelle avec « Perte de Refroidissement Primaire », le renoyage du cœur par injection d'eau froide induit un choc froid sur les parois de la cuve. Cette sollicitation correspond à la courbe « K1 » – en

vert ci-dessous - : cette courbe doit présenter un écart permanent avec la courbe de transition fragile /ductile (ligne de séparation zone rouge et zone verte). Dans le cas contraire, le défaut est susceptible de se propager et de mener à la rupture de la cuve (4) : voir ci-dessous à droite , représenté par la courbe jaune qui, lors de l'injection de liquide de refroidissement fait entrer la cuve dans sa zone rouge de rupture...

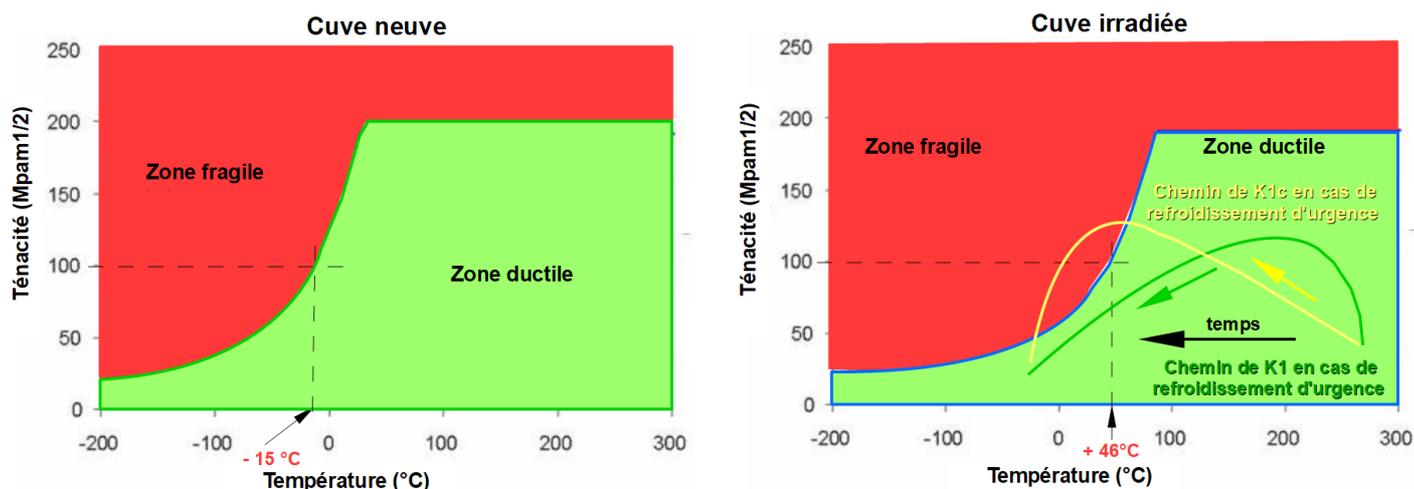


Figure 1 - réalisée par le rédacteur à partir de divers documents de la NRC et de l'IRSN

#### Note sur la ténacité :

- le MPa, mégapascal représente une force d'un newton par mm<sup>2</sup> pendant que ce Newton constitue lui-même la force qui produit une accélération d'un mètre par seconde sur une masse d'un kilogramme. - le Mpa.Vm caractérise la propriété d'un matériau possédant à la fois une forte résistance à la rupture et une faible aptitude à la propagation des fissures.

On voit clairement sur cette figure qu'à une ténacité de 100 Mpa.m<sup>1/2</sup>, on passe d'une transition d'élasticité à une zone de rupture de moins 15°C pour une cuve neuve à plus 46°C pour une cuve irradiée **soit une perte de 61 °C**. Comme si tout cela ne suffisait pas, les forgerons ont innové avec des taux de carbone de l'acier qui ne sont plus dans les plages prescrites.(5) Suite à cela, le métal quitte les caractéristiques de l'acier pour aller vers celles de la fonte.

#### Un retour des cuves dans l'actualité grâce à la Belgique

Le bureau de contrôle des chaudières nucléaires (BCCN) de la direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR, future ASN), avait déjà détecté des «*écarts*» dans les fabrications de Creusot Forges dès... 2005 (6). Mais la dégradation des cuves a refait surface dans l'actualité en 2014 suite à un nouvel arrêt, par l'Autorité de Sûreté Belge (AFCN), des réacteurs de Doel 3 et Tihange 2 pour une durée indéterminée : ce sont des examens qui ont montré l'impossibilité des aciers à résister à la propagation d'une fissure, dénommée ténacité en métallurgie (voir la note P. 12). Ces réacteurs avaient déjà été arrêtés durant un an, en juin 2012, suite à la découverte de «*microfissures*» en très grand nombre dans les cuves.

**On notera la toujours curieuse la terminologie utilisée en matière atomique : alors que les fissures ont été mesurées jusqu'à 17,9 centimètres à Doel et 15,4 centimètres à Tihange, elles sont toujours dénommées « microfissures ». Pour ce qui est de leur profondeur, elles mesurent entre 5 à 150 millimètres.**

L'AFCN avait conclu à l'époque qu'il n'y avait pas de risque et que l'exploitant était autorisé à redémarrer ses installations, sous réserve quand même de la sempiternelle réalisation «*d'analyses complémentaires*». L'IRSN envoie au passage un petit tir à son homologue belge, l'AFCN, en écrivant que **ces défauts étaient très probablement présents depuis la fabrication des cuves** mais jamais détectés jusque-là, puisque jamais contrôlés : peut-être pour rassurer en France, Bernard Monnot, spécialiste des cuves à l'IRSN, rajoutait que les défauts français étaient d'une nature différente de ceux identifiés en Belgique, et qu'ils concerneraient huit cuves fabriquées avant 1979. Il ajoutait que, malgré le soin extrême apporté à la fabrication des cuves, une trentaine de défauts ont été identifiés à ce jour, en 2014, dans l'ensemble du parc français. Toujours rassurant, M. Monnot indiquait que nos fissures étaient «*des microfissures de faibles dimensions*» sur une paroi épaisse de plus de 200 mm : avec une telle appellation, nous nageons en plein dans les lessives qui «*lavent plus blanc que blanc*» de Coluche. Le summum de la démonstration est atteint avec l'affirmation selon laquelle, bien qu'évidemment différents des problèmes français, les ennuis belges **sont mis à profit pour renforcer encore le protocole de surveillance des cuves en France...** et, de rajouter, ils permettront à l'IRSN de tirer les enseignements utiles et de proposer à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) française, si besoin est, des dispositions complémentaires.

**L'IRSN termine en affirmant que les défauts des cuves françaises continuent d'être surveillés, qu'ils n'évoluent pas et qu'EDF a pris les dispositions nécessaires pour justifier, en toute situation, la tenue en service de chaque cuve jusqu'à 40 ans !... même et y compris sur Tricastin n°1 et son record de problèmes.**

## Des fissures qui ne progresseraient pas, et pourtant...

Dès 2002, l'IRSN nous informait que les cuves des réacteurs à eau sous pression sont attaquées par des processus complexes de fissuration de leurs structures internes sous irradiation dénommées « *Irradiation Stress Corrosion Cracking (IASCC)* »<sup>(7)</sup>. Les phénomènes mal élucidés faisaient l'objet de nombreuses études à travers le monde afin de comprendre les effets des radiations sur :

- les propriétés des matériaux et leurs variations locales aux joints de grains,
- la chimie et le pouvoir corrosif local des fluides,
- la composition des films d'oxyde, plus ou moins protecteurs, notamment aux joints de grains,
- les contraintes d'origine thermique et les contraintes liées au gonflement des structures.

L'Institut notait que la dégradation des composants par « IASCC » constitue un cas exemplaire de processus de vieillissement qu'il convenait d'étudier avec suffisamment d'anticipation car elle constituait une source d'aléas **pour la fin de vie des réacteurs**.

Ce domaine d'étude étant complexe et les coûts très élevés, l'IRSN a choisi de participer activement au programme international piloté par un groupe d'experts internationaux américains (Nuclear Regulatory Commission) et suédois (SKI).

Les grandes orientations des actions en cours étaient :

- la réalisation d'expertises fines de fronts de fissures sur des vis et des composants extraits des centrales de Tihange 1, d'Oyster Creek...;

- les mécanismes d'endommagement ont été caractérisés en fonction de la teneur en ferrite et de la durée du vieillissement,
- la réalisation d'essais et d'évaluations sur des matériaux témoins irradiés par des faisceaux de protons,
- la validation des résultats des irradiations par faisceaux de protons par rapport aux endommagements identifiés sous flux de neutrons,...

**Sur ce dernier point on remarque un procédé déjà relevé dans cette synthèse : alors que les synergies d'attaques sont complexes, les études des voies d'atteinte au métal retenues sont celles qui sont énoncées comme faciles à mettre en œuvre.** Dix ans plus tard, des études seront menées au CEA de Saclay (CEAS)<sup>(8)</sup>. Le commissariat indiquait qu'afin d'augmenter les marges de sécurité dans la perspective de l'extension de la durée de vie des réacteurs à 60 ans, **il sera nécessaire d'envisager une évaluation de l'arrêt des fissures.**

On note ici qu'il s'agirait pour le CEA d'une augmentation de marges de sécurité alors qu'il ne s'agit même pas de la possibilité de fonctionner avec des marges puisqu'elles sont rognées depuis longtemps.

Le CEA continue en affirmant que la possibilité de propagation et d'arrêt des fissures est importante à étudier pour améliorer notre compréhension des micro-mécanismes de rupture : il en est donc toujours, en 2012, à essayer de comprendre des phénomènes pour « *envisager une évaluation de l'arrêt des fissures.* » (Sic)

Dans ce but, il réalise des expériences et des simulations à basse température sur des échantillons minces. Le comportement « *élastique-visqueux* » à haute vitesse de déformation de l'acier dans une large gamme de vitesses de déformation et à sept températures de 175°C à 25°C. Des essais de rupture dynamiques ont été réalisés sur des éprouvettes minces pour cinq températures allant de 150°C à 50°C. Selon le CEA, les analyses de la surface de rupture montrent un mécanisme de clivage prédominant, bien que des zones de cisaillement avec une rupture ductile locale aient été observées entre différents plans de clivage dans la trajectoire de la fissure...

Ouf ! Continuons un petit peu plus en passant à la phase dynamique des fissures : dans la conclusion de son étude, le CEA indiquait vouloir caractériser la propagation dynamique et l'arrêt des fissures de clivage dans un acier de cuve de réacteur atomique à eau sous pression. Il écrit que les résultats montrent que la contrainte critique dépend de la vitesse de déformation en avant de la pointe de la fissure, ce qui peut être dû à la dépendance de la limite d'élasticité sur la vitesse de déformation dans les zones de cisaillement... à nouveau Ouf !

Le CEA nous explique ensuite que des études complémentaires se concentreront sur l'identification des dépendances des critères sur la vitesse de déformation jusqu'à 50°C.

Il faudra encore, selon le CEA, pour évaluer l'efficacité du modèle de propagation, « des analyses prédictives d'expériences plus complexes en mode mixte. »

Pour ne pas offenser les chercheurs, nous ne dirons pas, comme « les Malpolis », chanteurs toulousains des années 2000 : « *moins tu comprends et plus ça à l'air intelligent !* » cependant toutes ces études, à des échelles dérisoires, sur des contraintes simulées à partir d'extrapolations diverses pour estimer ce à quoi sont réellement soumis les composants du circuit primaire peuvent se situer à des années étoiles de la réalité.

On ne voit pas comment, de toute cette complexité, l'IRSN se permet d'affirmer que les fissures ne progressent pas comme nous venons de le voir au paragraphe précédent...

## Des cuves obsolètes mais des réacteurs maintenus en activité

Sans doute pour créer une agitation dilatoire et gagner du temps de fonctionnement des réacteurs, tous les organismes réalisent des simulations qui seront toujours objectivement loin de la réalité puisque intégrer toutes les données des problèmes du vieillissement, de la mise sous pression et de l'irradiation sans oublier un seul paramètre de chacun de ces domaines est toujours aujourd'hui impossible. Là dessus les résultats seront confrontés à l'état réel de composants récupérés sur de vieux réacteurs démontés : cependant comme ils sont parfois plus « jeunes » que ceux que les opérateurs veulent prolonger, il faudra à nouveau produire des études pour tenter d'établir des projections de vieillissement : de toute ces expériences on se rend compte que l'on marche vraiment sur la tête.

De ce petit tour des atteintes aux cuves, non remplaçables, on note que les réacteurs ont déjà dépassé la durée de fonctionnement prévue par leur concepteurs qui se basaient, pour leurs évaluations, sur des cuves irréprochables. Pourtant, ces experts ne savaient pas ce que leur réservait le fonctionnement réel avec, en prime, des défauts de fabrication, sous haute température, sous haute irradiation des métaux... : déjà en 1999, Matthieu Schuler et Philippe Merle (du bureau de contrôle des chaudières nucléaires, BCCN) <sup>(9)</sup> indiquaient que malgré des efforts importants sur la fabrication des cuves, et de leur traçabilité, les problèmes rencontrés nous rappellent « *que la nature est plus inventive que les ingénieurs et que la deuxième ligne de défense qu'est la surveillance en service est nécessaire* ». Pour ces deux responsables du BCCN, compte tenu du nombre de mauvaises surprises rencontrées dans le dossier des cuves, il serait bien imprudent de conclure que tout va bien jusqu'à 40 ans... et la moyenne d'âge des réacteurs français à l'époque était de seulement 15 ans.

**Aujourd'hui, leurs successeurs s'évertuent à cacher que les marges de sécurité des cuves ont été réduites à néant bien avant l'heure et qu'il faut arrêter d'urgence les réacteurs.**

Deux espoirs cependant :

- le premier serait une réaction populaire forte contre la préparation d'un nouveau crime comme à Tchernobyl, Fukushima... soulèvement à la probabilité faible suite aux difficultés sociétales actuelles ainsi qu'à la contamination mentale des populations suite à la forte propagande des atomistes qui sévit toujours plus fort.
- le second vient du 13 novembre 2019 dans le Canard Enchaîné, sous le titre « **les 34 vieilles cuves qui menacent la moitié du parc nucléaire** » : le palmipède révélait que les experts de l'IRSN risquaient de ne pas valider la prolongation des cuves au delà de 40 ans suite à leur perte d'élasticité liées à leurs vieillissements.

### Références sur les cuves

- (1) [http://www.lesenfantsdetchernobyl.fr/Telechargements/06\\_En\\_savoir\\_plus/B2\\_Autres/Contaminations-radioactives-atlas-France-et-Europe-br.pdf](http://www.lesenfantsdetchernobyl.fr/Telechargements/06_En_savoir_plus/B2_Autres/Contaminations-radioactives-atlas-France-et-Europe-br.pdf)
- (2) <https://aipri.blogspot.com/>
- (3) [https://www.numodis.fr/download/2008\\_HDR\\_Christian\\_ROBERTSON.pdf](https://www.numodis.fr/download/2008_HDR_Christian_ROBERTSON.pdf)
- (4) problématique de sûreté associée à la cuve de REP qui, en situation accidentelle, peut être soumise à un risque de rupture fragile [Graffard & Roux 2005] P12
- (5) [http://www.hctisn.fr/IMG/pdf/Rapport\\_HCTISN\\_Cuve\\_EPR\\_vf\\_cle4e244d.pdf](http://www.hctisn.fr/IMG/pdf/Rapport_HCTISN_Cuve_EPR_vf_cle4e244d.pdf)
- (6) <https://www.franceculture.fr/economie/scandale-de-la-forge-du-creusot-areva-et-edf-alertes-des-2005>
- (7) <https://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Aktis/Scientific-Technical-Reports/STR-2002/Documents/Chap01art3GB.pdf>
- (8) <https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0927025612002406> Propagation and arrest of cleavage cracks in a nuclear pressure vessel steel Amaury Bousqueta, b, f, Stéphane Marica, Philippe Bompard
- (9) Revue « Contrôle » juin 1999

## - II.2 - Les enceintes de confinement -

Rien, du modeste tour du monde des spécialistes des enceintes de confinement que nous allons suivre ne permet de comprendre que ces gigantesques bâtiments, pourtant fondamentaux pour la sûreté, ne répondent pas à leur fonction de troisième et ultime barrière. Cette fonction consiste principalement à assurer la protection de l'homme et de l'environnement de la radioactivité contenue dans le réacteur. Unanimement et officiellement de ce qui suit, en dehors de quelques modestes problèmes qui dicteront seulement quelques études et surveillances particulières avec rajouts de meilleures rustines, les enceintes pourront tenir leur rôle jusqu'à 60 ans. Nous terminerons ce parcours partial et très souvent mensonger de « spécialistes » décrivant officiellement un état satisfaisant de tous ces édifices, par la réalité interne cachée par EDF : cela encore grâce à la « Farce Cachée du nucléaire ». Nous démontrerons une dure réalité technique - en totale opposition avec les assertions vendues à travers le monde par la planète atomique et ses scientifiques souvent dépendants financièrement de la manne atomique ou parfois simplement fanatiques croyants en la science atomique - sur des enceintes qui pourraient continuer à assurer leurs fonctions. Bien sûr, ce n'est que le jour de la survenue de la catastrophe que se révélera l'absence de sérieux du confinement et, en attendant, menaçants, les réacteurs tournent...

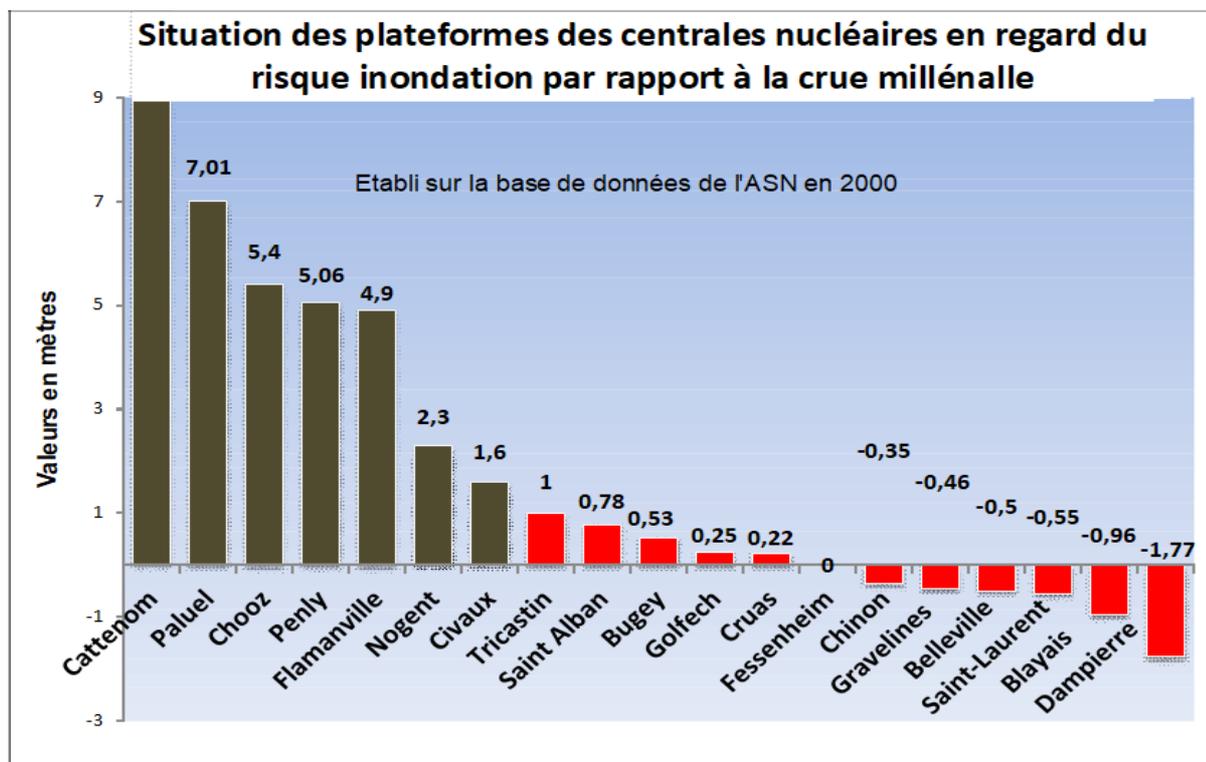
### Des erreurs de génie civil

Nous noterons quelques exemples qui auraient du conduire à l'arrêt d'un certain nombre de réacteurs :

- 24 réacteurs disposent de salle de machine dite longitudinale, ce qui signifie que l'axe de cette salle est parallèle à celui du bâtiment du réacteur – Fessenheim, Bugey, Blayais... <sup>(1)</sup> - Cette configuration place l'enceinte sous la menace directe de la trajectoire éventuelle de missiles engendrés par la rupture d'aubes de la turbine. Des murs antimissiles auraient été construits pour protéger les enceintes.
- Contre les agressions externes par chute d'avion, il faudra remonter en 1997 pour disposer de données sur les 58 réacteurs, les avions pris en référence sont le Laer Jet 23 de 5,7 tonnes et le Cessna 210 de 1,5 tonnes. Nous sommes bien loin de la masse des avions de ligne et de leur kérosène transporté. Suite aux attentats du 11 septembre 2001, la paroi externe est passée de 0,55 m pour toutes les centrales à 1,2 m pour l'EPR<sup>(2)</sup>. Pas sûr que cette épaisseur soit suffisante, mais nous ne le saurons pas : cette information est toujours classée « *secret défense* ».

- De nombreuses plateformes de centrales ont été construites trop bas par rapport au risque de crue millénaire. Mais il n'y aurait rien à signaler... un peu si quand même puisque, à Gravelines par exemple, **40 années après le démarrage des réacteurs**, un mur d'enceinte de protection contre l'invasion des eaux va être construit !

Voici donc ce que nous ont raconté et racontent encore les experts sur ces enceintes



Petit tour mondial au fil du temps

### - II.2.1 - Perte d'étanchéité des enceintes de confinement selon l'IRSN<sup>(3)</sup>

En 2002, l'IRSN rappelait que les enceintes de confinement des tranches de 1300 et de 1450 MWe comprenaient deux enveloppes de béton avec un radier commun ainsi qu'un système de collecte et de filtration des fuites recueillies dans l'espace entre les deux enceintes. Cette conception, de **double enceinte en béton sans utilisation d'une enveloppe métallique n'est utilisée qu'en France**. A noter que les opérateurs atomique, sans doute pour humaniser l'atome, parlent systématiquement de « peau » d'étanchéité. L'enveloppe interne de l'enceinte de confinement, réalisée en béton précontraint, est dimensionnée pour répondre à une rupture complète et instantanée d'une grosse tuyauterie du circuit primaire. Une telle rupture engendrerait une montée en pression et température à l'intérieur de cette enveloppe ; son dimensionnement prévoit qu'il n'y ait pas mise en traction du béton, à la pression maximale de l'accident, compte tenu de la précontrainte appliquée lors de la construction. Or les effets cumulés du retrait du béton et de son **fluage** – qui est défini comme une déformation lente et progressive de la structure soumise à l'effort permanent de pré-contrainte - **diminuent le niveau de compression du béton plus rapidement qu'il n'avait été prévu lors de la conception, ce qui remet en cause l'étanchéité en situation accidentelle**. Dans le cadre des études menées sur ce sujet, l'IRSN a développé des modèles de prévision des débits de fuite au travers de parois fissurées. Ces modèles ont été ajustés, affirme l'institut, sur les résultats d'essais sur des maquettes et sur l'expérience des mesures de fuite réalisées lors des épreuves périodiques des enceintes des réacteurs de 1300 et 1450 MWe. L'IRSN écrit que l'objectif visé est de disposer, à terme, d'une méthode complète permettant la prévision de l'évolution des fuites des enceintes de confinement, en tenant compte des déformations différées et de la fissuration qui en résulte... et pendant ce temps, comme avec des cuves obsolètes comme dans le dernier paragraphe, les réacteurs tournent...

De nouveaux programmes de recherche à l'Institut portent sur le vieillissement des élastomères et des matériaux composites qui contribuent à assurer l'étanchéité des barrières des deuxième et troisième confinement des centrales nucléaires. Enfin, l'IRSN développe des méthodes non destructives de mesure directe des paramètres affectés par le vieillissement, en complément des justifications théoriques et expérimentales.

**Selon l'IRSN, les revêtements appliqués sur les parois intérieures des réacteurs de 1300 MW et 1450 MW afin d'améliorer leur imperméabilité ont donné de bons résultats. Résultats évalués lors des derniers essais décennaux d'étanchéité.** En conséquence, l'IRSN considère que les parois de confinement des réacteurs de 1300MW et 1450MW sont dans un état satisfaisant à ce jour. Toutefois, l'IRSN précise qu'EDF **s'est engagé, en complément de ses programmes de surveillance et de ses travaux de revêtement,** à mener les actions suivantes : de présenter sa propre analyse de la déformation différée du béton des murs intérieurs de l'enceinte de confinement ; de continuer à développer de nouvelles techniques pour améliorer l'imperméabilité des murs de confinement, qui pourraient être mises en œuvre en complément des mesures existantes lors des prochaines inspections décennales ; d'effectuer une analyse détaillée de la structure concernée, chaque fois que des renflements sont détectés dans le béton, pour « montrer » que cette dégradation reste limitée.

### **Des constats accablants sur le vieillissement des réacteurs nucléaires... déjà posés en 2002 !**

Dans son rapport scientifique et technique du 9 septembre 2002, l'IRSN déclarait « *que les centrales électronucléaires sont conçus, réalisés et exploités de telle sorte que leur vieillissement prévisible, c'est-à-dire leur endommagement progressif au cours du temps sous l'effet des sollicitations d'exploitation (pression, transitoires thermiques, vibrations...) et de l'environnement (température, irradiation, composition chimique du milieu), n'affecte pas le respect des critères de sûreté, y compris en cas de sollicitations accidentelles.* »

L'Institut regrettait aussitôt que les retours d'expérience d'exploitation mettent en évidence **des phénomènes d'endommagement inattendus**, et de citer « *la fissuration des adaptateurs des couvercles de cuves et celle des faisceaux tubulaires des générateurs de vapeur, la fragilisation des aciers austéno-ferritiques moulés des boucles primaires ou encore l'évolution des propriétés mécaniques des élastomères.* »

**L'IRSN notait ensuite que « la vitesse de l'endommagement avait été plus rapide que prévu et elle citait [...], la perte de précontrainte des enceintes en béton. »**

Enfin, l'Institut explique qu'EDF va mettre en œuvre un important programme d'essais pour quantifier les fuites dans les situations où la pression est supérieure à la pression de calcul, en utilisant un modèle reportant les parois internes de confinement des réacteurs.

C'était il y a 17 ans, l'IRSN étudiait déjà un maintien en service de « *très longue durée* » correspondant à un fonctionnement de « 200 000 à 300 000 heures » soit, à travers un petit calcul, avec un coefficient de production de 80 %, une **durée de vie des réacteurs entre 28 à 43 ans !**

## **- II.2.2 - Situation des enceintes en septembre 2004 selon l'AIEA<sup>(4)</sup>**

Dans son guide de sécurité, l'Agence Internationale à l'Énergie Atomique AIEA faisait part d'une récente découverte sur les bons confinements qui pouvaient mal tourner. L'AIEA précisait que l'intégrité du confinement pouvait se rompre si la pression interne pendant un accident dépassait la pression de conception. L'enceinte n'éclaterait pas mais la pression excessive pourrait trouver un maillon faible dans la chaîne de confinement comme le garnissage de scellement utilisé autour d'une conduite pénétrant à travers le mur de béton et le pousser pour créer une échappatoire pour la pression et la radioactivité. La pression peut s'élever au-delà de la pression de conception de diverses manières : il est possible de comptabiliser l'énergie générée lors d'un accident à travers des études informatiques mais de façon imprécise : c'est l'opérateur de la centrale nucléaire d'Oconee, en Caroline du Sud, qui a avisé le NRC en 2004 de sa découverte d'une erreur d'évaluation. Le dimensionnement a été réalisé sur l'hypothèse de gros débits de fuite de vapeur à travers une rupture complète par cisaillement. Les opérateurs ont noté que, si une rupture plus petite se produisait, comme sur quelques centimètres d'une soudure défectueuse, une plus petite quantité de vapeur s'échapperait dans l'enceinte. La pression et la température augmenteraient alors à un rythme plus lent. Le délai d'enclenchement de fermeture automatique des vannes serait plus long. Comme ces vannes sont à commande pneumatique et que la situation serait accidentelle, l'air comprimé ou l'électricité pourraient être perdus et les vannes rester ouvertes. Le flux continu d'eau d'appoint vers le générateur de vapeur continuerait de décharger de la vapeur dans l'enceinte de confinement par le tuyau rompu et l'enceinte pourrait être soumise à une pression supérieure à la pression de conception. Comme cette découverte est ancienne, on peut parier que de nouvelles mesures de sa gestion ont été prises, rajoutant une couche de complexité dans la gestion de la conduite des réacteurs et cela, au niveau mondial.

### **- II.2.3 - Des puisards d'enceinte qui se boucheraient et menaceraient le refroidissement du réacteur<sup>(5)</sup>**

En 2004, l'ASN nous apprenait que tous les réacteurs français pouvaient perdre leur refroidissement de cœur durant une phase accidentelle suite au bouchage des puisards. Il faut se remémorer qu'une fonction vitale de recirculation de l'eau de refroidissant le cœur, en cas d'accident, serait interrompue et cet arrêt menacerait immédiatement le refroidissement du cœur. La même année, l'Agence Internationale à l'Énergie Atomique nous indiquait que les matériaux pour revêtements et enduits comme la peinture, le mastic d'étanchéité et l'époxy utilisés devraient être choisis, pour, entre autre, ne pas détériorer ou causer le colmatage des filtres de puisards...

De plus, les peintures et revêtements appropriés devraient être utilisés pour faciliter la décontamination des murs :

- l'application de revêtements organiques pour augmenter l'étanchéité de la structure de confinement devraient résister aux charges thermiques, à la chaleur et à la pression... aux conditions qui règnent dans l'enceinte de confinement, sans perdre leur fonction de sécurité.

Au sujet de la gestion du vieillissement de ces matériaux de peinture et de revêtement, ils devraient être choisis :

- de manière à ne pas poser de risque d'incendie,

- de manière à ne pas poser de risque de dissolutions de leurs solvants dans le puisard de l'installation d'épuration des eaux usées.

### **- II.2.4 - Visite sur Techniques de l'Ingénieur (TI) en 2006**

TE indique que le bâtiment réacteur est fondé sur un radier et comporte une enceinte de béton précontraint capable d'assurer ses **rôles de troisième, et ultime barrière de confinement des produits radioactifs et de protection vis-à-vis des rayonnements émis, tout particulièrement en cas d'accident de perte de réfrigérant primaire** dit APRP. Cette enceinte assure également une protection contre les agressions externes. La fonction des enceintes est qualifiée par la réalisation d'épreuves en air à la fin des travaux de génie civil, puis, plus tard puis lors des visites décennales.

Problèmes potentiels communs à toutes les centrales selon TE :

- les agressions exogènes :

physiques type cycles gel/dégel dans les zones d'affleurement avec le sol d'assise,

physico-chimiques comme : les attaques sulfatiques externe ; la corrosion des aciers passif du doublage mécanique interne ; la cristallisation des sels d'évaporation induisant un endommagement de surface.

- les agressions endogènes :

les réactions alcali granulats dont l'émergence est conditionnée par trois éléments : la nature des granulats ; une teneur suffisante en alcalins ; l'humidité de l'environnement qui n'auraient, toujours selon TE, pas été enregistrées comme problèmes sur les centrales françaises.

#### **Sur les réacteurs de 900 MWe**

C'est le doublage métallique qui assure l'étanchéité de l'enceinte. La mise en défaut du confinement pourrait être lié à des dégradations physico-chimiques liées au vieillissement du métal. Les manifestations pourraient en être des phénomènes de corrosion « *qui ne pourraient être induits que par des processus de dégradation physico-chimiques et chimiques du béton environnant ou de l'infiltration d'eaux externes chargées en agents agressifs à l'interface métal-béton – des dégradations de type mécanique comme le cloquage ou le déchirement* ». En 2006, EDF écrit que sa surveillance n'a permis de détecter aucun cas alarmant de cette nature sur ses réacteurs.

#### **Problèmes spécifiques sur les réacteurs de 1300/1450 MWe**

La plupart des enceintes à double paroi montrent une augmentation du débit de fuite de la première enceinte :

- sont observées : des fuites locales dites débitantes qui passent par des fissures ou des défauts d'étanchéité macroscopiques de la paroi tels que les reprises de bétonnage. La localisation des fuites dépend des conditions environnementales ainsi que des techniques de réalisation de l'ouvrage. EDF rassure : « *On retrouve une situation satisfaisante en injectant les réseaux de macro-fissuration et en recouvrant les zones sensibles à l'aide d'un revêtement en composite.* »

- le deuxième type est constitué par des fuites surfaciques dites diffuses. Même moins importantes que les précédentes, les mécanismes physico-chimiques à l'origine des fuites sont encore mal identifiées.

Mais EDF de rassurer encore sur le phénomène car il n'affecte « *que la paroi interne qui n'est pas conçue pour être totalement étanche puisqu'il existe justement un système de reprise de fuite dans l'espace inter-enceinte, ce qui garantit que, en tout état de cause, aucun produit ne sort à l'extérieur* ».

## Conclusion de TI

EDF affirme que les pathologies susceptibles d'affecter les ouvrages ne sont pas de nature à remettre en cause la fonctionnalité et la résistance structurelle des centrales nucléaires. Et EDF d'enfoncer le clou en écrivant : l'aptitude des enceintes de confinement à durer 40 ans semble globalement acquise pour le palier 900MWe. La même conclusion peut-être étendue au palier 1 300 MWe et 1 450 MWe, pour autant que les problèmes de non-étanchéité (Sic) observés sur la paroi interne fassent l'objet de dispositions efficaces. Heureusement que grâce à « La Farce Cachée du Nucléaire » nous éclairera sur la réalité de la paroi externe.

### **- II.2.5 - Retournons à l'IRSN, mais cette fois en 2013<sup>(6)</sup>**

L'institut nous indique le mode de réalisation de la mise en pression de l'enceinte pour le test du confinement : le confinement est "gonflé" avec de l'air à sa pression nominale soit environ 5 fois la pression atmosphérique par une douzaine de compresseurs durant trois jours. La quantité d'air qui peut s'échapper de l'enceinte de confinement est déterminée en calculant la variation de la masse d'air contenue dans l'enceinte de confinement pour différentes valeurs de pression. Au vu des résultats de ces tests, l'IRSN a estimé que les enceintes de confinement des réacteurs de 1300MW et 1450MW sont actuellement robustes et capables de remplir leur fonction de confinement. Et l'Institut de rajouter qu'en plus de ses programmes de surveillance et de reconditionnement, EDF continue à développer de nouvelles techniques pour améliorer l'étanchéité de l'enceinte de confinement, au-delà de la pression de conception. Triste prétention quand on sait, grâce aux révélations de la « Farce Cachée du Nucléaire » (voir le dernier paragraphe concernant les enceintes), qu'EDF n'arrive même pas à satisfaire les prescriptions de pression établies pour la conception des enceintes.

#### **Essais de comportement mécanique des parois de confinement intérieures**

Ces essais servent également à vérifier le bon comportement mécanique des parois de confinement intérieures, en particulier en ce qui concerne la réversibilité des déformations. Pour réaliser le contrôle, les parois de confinement sont équipées de capteurs (température, pression...) encastrés dans les parois et d'instruments montés sur la face extérieure des parois. Ce dispositif est utilisé pour mesurer la déformation et le mouvement du confinement lors des essais, mais aussi tout au long de la vie de la structure. La déformation différée est mesurée pour surveiller le retrait et le fluage du béton, et, indirectement, la perte de tension des câbles en béton précontraint. L'IRSN a extrapolé la déformation mesurée depuis la construction des parois internes de l'enceinte de confinement pour évaluer la déformation différée de ces parois dans 60 ans. Bien que l'IRSN écrive que certaines de ces parois ont une déformation mesurée plus élevée que celle attendue, il poursuit en affirmant que la déformation qui se produira entre 30 et 60 ans sera comparativement plus faible que celle qui s'est déjà produite ou qui est prévue jusqu'à 30 ans.

EDF a présenté sa propre évaluation de la déformation différée du béton dans les parois internes de l'enceinte de confinement. Compte tenu de la déformation différée mesurée ou extrapolée et de la réversibilité de la déformation lors des essais décennaux, **l'IRSN estime que les enceintes de confinement des réacteurs de 1300 MW et 1450 MW sont robustes et peuvent remplir leur fonction de confinement.**

### **- II.2.6 - En 2018, au tour du programme américain « Light Water Reactor Sustainability » (LWRS) <sup>(7)</sup>**

Nous abordons ici des études plus critiques sur l'état des enceintes de confinement des réacteurs américains. Bizarrement, nous retrouverons pourtant exactement les mêmes conclusions optimistes sur la tenue des enceintes que celles des paragraphes précédents. Le LWRS affirme que les structures de confinement en béton maintenues sous contrainte permanente tout au long de leur vie, voient leur béton lentement déformé sous la charge au fur et à mesure du vieillissement : ce phénomène est dénommé **fluage**. Le LWRS étudie les modes de dégradation qui pourraient potentiellement limiter l'exploitation des centrales nucléaires. Il s'est appuyé sur des travaux d'analyse lors du démantèlement de la centrale américaine de Zion. La déformation sous la charge en fonction du temps a été étudiée puisqu'elle peut causer une redistribution des contraintes dans les structures en béton et entraîner sa fissuration.

On peut noter que ces études intéressantes, ont leurs limites puisqu'elles analysent une centrale de Zion qui est plus récente de 15 ans que la moyenne des autres centrales américaines: sur les résultats obtenus, là encore, il faut exécuter des modélisations pour les vieillir artificiellement. Dans ce but, le LWRS a utilisé un logiciel de simulation des contraintes (Grizzly) afin d'évaluer la dégradation à long terme de l'état de fluage dans les centrales nucléaires.

On reste encore et toujours dans des calculs théoriques. Cependant, les auteurs reconnaissent la difficulté de caractérisation du fluage du béton, qui s'échelonne sur plusieurs décennies, alors que les décisions doivent intervenir dans des délais beaucoup plus courts. Une méthode accélérée d'évaluation des expériences a donc été utilisée. Cette approche novatrice selon les instigateurs du programme, consiste réaliser, à une échelle réduite, des essais de fluage à plusieurs températures élevées (jusqu'à 90°C) dans les nouvelles chambres climatisées dans un centre de recherches de la « Texas A&M University ».

Dans un autre document, le LWRS indique qu'une réaction alcali-silice a été découverte par Stanton de la division californienne des autoroutes en 1940. Depuis, ce problème a été reconnu comme un processus majeur de dégradation des barrages en béton. Le mécanisme de gonflement interne provoque des fissures et une perte de propriétés mécaniques.

***Il n'existe aucune solution économiquement viable connue pour empêcher la réaction alcali-silice une fois qu'elle a commencé.***

Selon les archives ouvertes <sup>(8)</sup>, la réaction alcali-silice est une pathologie des bétons qui se caractérise par une réaction chimique entre la silice amorphe ou mal cristallisée contenue dans les granulats réactifs et certains ions de la solution interstitielle. Le LWRS précise que la sensibilité et l'importance des réactions pour les structures nucléaires en béton doivent être examinées dans la perspective du renouvellement des licences et de l'exploitation à long terme au-delà de 60 ans : En raison des différences d'exposition, de dimension et de renforcement, l'évaluation de l'importance structurelle des réactions alcali-silice sur le béton affecté des centrales nucléaires ne peut pas être directement transposée à partir des infrastructures de transport ou des barrages en béton.

***Le LWRS indique que l'absence de fissures superficielles visibles induites par le problème de réaction chimique n'implique pas l'absence de déformations et de dommages induits dans le cœur du béton inaccessible.***

Comme la grande majorité des fissures se forment dans l'épaisseur inaccessible du mur, l'inspection des surfaces visibles des structures en béton pour la détection précoce de la réaction alcali-silice reste peu fiable. Ce document, établi il y a 18 mois, traitait de réacteurs qui avaient quasi tous dépassé la durée de leur fonctionnement initialement prévue mais le LWRS continuait tranquillement son bonhomme de chemin à travers de nouvelles et nombreuses recherches complexes :

**il indiquait que les programmes de gestion du vieillissement des structures affectées par la réaction alcali-silice nécessitaient une surveillance supplémentaire allant au-delà de la simple observation visuelle...**

Alors que l'on mesure à travers ces lignes, un des problèmes spécifique de la dégradation des enceintes des réacteurs nucléaires, de façon stupéfiante, la NRC vient d'autoriser la quasi totalité des réacteurs américains à fonctionner jusqu'à 60 ans.

## **- II.2.7 - Enfin, pourquoi, en 2019, l'IRSN fait-il un quasi retour à la case départ ?<sup>(9)</sup>**

Pour 2019, l'Institut interroge « *Quel est le point commun entre la cuve, l'enceinte de confinement et les câbles électriques d'un réacteur nucléaire ?* » et affirme : « ***Ce sont les seuls composants non remplaçables – dans leur globalité pour les câbles – par les exploitants*** ».

L'IRSN précise ensuite : « ***En prévision des quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 mégawatts, prévues à partir de 2019, l'IRSN met en place des programmes de recherche sur le vieillissement de ces composants.*** »

L'Institut affirme donc, tranquillement, plus de quarante ans après le démarrage du premier réacteur français, que son objectif est de « ***pouvoir rendre un avis d'expert le plus pertinent possible concernant le prolongement de la durée de vie des centrales, en amont des visites décennales*** ».

Alors que les constats de dégradation des enceintes de confinement des réacteurs atomiques sont établis de façon irréfutables, l'IRSN revient aux mêmes propos qu'il évoquait ci-dessus il y a dix sept ans, en continuant à annoncer encore et toujours de nouvelles « études »...

### **Références sur les Enceintes :**

- (1) Techniques de l'Ingénieur : « Réacteurs à eau sous pression » par Régis Durand-Smet
- (2) Techniques de l'Ingénieur : « Confinement enceintes » par Jean-Louis Costaz
- (3) <https://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Aktis/Scientific-Technical-Reports/STR-2002/Documents/Chap01art3GB.pdf>
- (4) [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1189\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1189_web.pdf)
- (5) <https://www.asn.fr/Informer/Actualites/centrale-nucleaire-EDF> Phénomène de colmatage des puisards de recirculation des circuits RIS-EAS des centrales nucléaires Publié le 07/01/2004
- (6) [https://www.irsn.fr/EN/publications/technical-publications/Documents/IRSN-Report\\_Safety-Radiation-Protection-NPP-France-2013.pdf](https://www.irsn.fr/EN/publications/technical-publications/Documents/IRSN-Report_Safety-Radiation-Protection-NPP-France-2013.pdf)
- (7) [https://lwrs.inl.gov/Materials%20Aging%20and%20Degradation/Identification\\_of\\_Mechanisms\\_to\\_Study\\_Alkali-Silica\\_Reaction\\_Effects\\_on\\_Stress-Confinement\\_Concrete\\_Nuclear.pdf](https://lwrs.inl.gov/Materials%20Aging%20and%20Degradation/Identification_of_Mechanisms_to_Study_Alkali-Silica_Reaction_Effects_on_Stress-Confinement_Concrete_Nuclear.pdf)
- (8) <https://tel.archives-ouvertes.fr/tel-00006479/document>
- (9) [https://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations\\_nucleaires/Les-centrales-nucleaires/vieillessement/Pages/2\\_Vieillessement-composants-non-remplacables.aspx#.XmEbBErjKY0](https://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/Les-centrales-nucleaires/vieillessement/Pages/2_Vieillessement-composants-non-remplacables.aspx#.XmEbBErjKY0)

## - II.2.8 - Nous voici enfin arrivés sur un constat plus réaliste de l'état des enceintes

### Voyage dans la « Farce Cachée du nucléaire » de Nozomi Shihiro

Les données qui suivent, dont la majorité sont encore et toujours dissimulées, ne seront évidemment pas contestables puisqu'elles proviennent de documents d'EDF. Leur lecture ne remplacera bien sûr pas celle de « la Farce Cachée du nucléaire » que le rédacteur vous invite à vous procurer (A commander à Lyon au « Réseau Sortir du nucléaire » Rue Dumenge).

Dans les remarques qui s'imposent, il y a la dimension trop petite de l'enceinte de Fessenheim : les pressions atteintes en cas d'accident auraient dépassé les autorisations légales – le problème est enfin réglé pour le réacteur n°1 avec sa fermeture. Mais on aura fonctionné des décennies avec une anomalie majeure acceptée par l'autorité. Il y a également le taux de fuite excessif de Belleville 1 comme nous le verrons un peu plus loin : sur ces aspects, l'ASN **ne pouvait ignorer ces problèmes rédhibitoires et n'a pas fermé les réacteurs mais seulement les yeux durant des décennies** –

Quelques données extraites de la Farce Cachée du nucléaire :

### - Troisième barrière (Chapitre 4)

- **Principe d'étanchéité fictive de la troisième barrière :**

p 65 [...] « La notion d'étanchéité dans l'industrie atomique prend toute sa signification à la lecture d'une note technique d'EDF sur la « fuite normale » au paragraphe « *Les différents états de la troisième barrière* » : « *même en l'absence de défaut d'isolement, les enceintes de confinement ne sont pas complètement étanches. Mise en pression, une partie de l'atmosphère du bâtiment réacteur est transférée directement dans l'environnement ou dans les bâtiments périphériques de la tranche par les porosités du béton* »<sup>4</sup>. Sans commentaire. »

<sup>4</sup> Note technique – Méthodes d'expertise d'un accident affectant un réacteur à eau pressurisée 3D/3P rénové et D/P AG – EDF UNIE, 8 novembre 2012 (cf. §3.6.3.1. Les différents états de la troisième barrière) »

- **Objet officiel de la troisième barrière :**

p 65 [...] « *la 3ième barrière doit contribuer à limiter l'échappement vers l'extérieur des substances radioactives aussi bien en fonctionnement normal qu'en situation accidentelle dans le but d'assurer la sécurité des populations, en limitant les conséquences radiologiques des rejets radioactifs à des valeurs acceptables* »<sup>5</sup>. **On ne nous parle plus d'étanchéité complète mais seulement de limiter la dispersion de la contamination au travers du bâtiment réacteur. Quant à la dose acceptable pour EDF, elle sera probablement perçue différemment par le riverain contaminé par les rejets radioactifs suite à un accident dans une installation nucléaire.** »

- **Exemple de fissures à Belleville et de fonctionnement hors la loi**

p 67 [...] « La qualité et la propreté des granulats sont également très importantes. Un excès d'impureté (terre) ou d'éléments fins favorise le retrait [...] C'est ce qui s'est semblé-t-il passé lors de la construction des enceintes des deux tranches de Belleville-sur-Loire. Si l'on en croit les experts, « *le béton de Belleville est peu compact* » à cause « *de la composition du béton* » : « *la raison invoquée est un fuseau granulaire des sables non conforme à celui qui était imposé* ». Le fuseau granulaire c'est le rapport gravier/sable. Par exemple, si du sable trop fin est utilisé, cela va provoquer l'apparition de fissures. Mais continuons avec l'homme de l'art Monsieur Jean-Louis Costaz (aujourd'hui en retraite d'EDF) : « *il s'agissait de sables de Loire. Quelques heures après le coulage du béton, au moment du début de la prise, il s'est produit un tassement dû au béton peu compact ou à la présence d'air* » avec apparition de « *fissures de quelques millimètres* ». « *Ce phénomène constitue peut-être une des raisons du mauvais taux de fuite de Belleville. Nous avons constaté que les aciers transversaux étaient mal enrobés. Je n'arrive pas à comprendre qu'il ait fallu attendre la fin de Belleville 1 pour trouver une solution palliative. Au début, nous pensions à un phénomène de retrait dû à une dessiccation séchage trop importante. Nous avons alors réalisé des reprises [de bétonnage] qui n'ont jamais apporté d'amélioration* ». Pour se consoler, les experts concluent : « *le béton de Belleville 2 est un peu meilleur* »<sup>6</sup>. Ou moins mauvais. Qualité de béton « *non conforme* », « *fissures de quelques millimètres* » appelées lézardes ou crevasses dans le jargon des génie-civilistes (fissures supérieures à 2 mm d'épaisseur), « *mauvais taux de fuite* » : c'est le constat que nous pouvons faire sur les enceintes de confinement de la centrale de Belleville. **Nous verrons plus loin que la tranche 1 a été autorisée à fonctionner [...]** »

- **Des contraintes contre nature : Compression et précontrainte du béton**

p 68 [...] « Le comportement du béton est excellent en compression, comme par exemple en fondation où il soutient les charges énormes des bâtiments. C'est d'ailleurs sa résistance à la compression qui va définir la qualité du béton. Par contre en traction, s'il est étiré, il est bien moins performant. Une enceinte de confinement doit être capable de résister

aux surpressions induites par un accident de rupture de tuyauterie primaire. Un ouvrage classique en béton armé pourrait s'avérer limite en conditions accidentelles mais aussi en cas de séisme. Régulièrement, les fuites sont mesurées sur l'enceinte de confinement. Pour réaliser le test d'étanchéité, elle est mise en pression : c'est « l'épreuve enceinte ». **Pour donner un ordre de grandeur des forces en jeux, avec une surpression de quatre bars dans l'enceinte (soit 4 kg/cm<sup>2</sup>), chaque mètre carré de béton subit une poussée de 40 tonnes...** Si cette pression s'appliquait à l'extérieur il n'y aurait pas de problème, le béton travaillerait en compression, son domaine de prédilection. Mais comme la pression est interne au bâtiment, la force de pression va être de nature expansive et elle va provoquer un phénomène d'étirement ou de traction du béton. »

- **données sur le confinement statique :**

p 70 [...] « Sur les tranches de 900 MWe, le confinement est assuré par une « peau métallique » ou liner. Des tôles de métal épaisses de six millimètres sont ancrées sur la face interne de l'enceinte en béton précontraint. « Dans ce système, une étanchéité quasi-absolue, dans des conditions sévères, est demandée à une membrane de 6 mm d'épaisseur. La réalisation d'une peau métallique possédant les qualités requises de résistance et d'étanchéité est difficile et onéreuse ». Une partie de l'étanchéité de l'enceinte repose sur la qualité des soudures du métal de cette peau métallique.[...] »

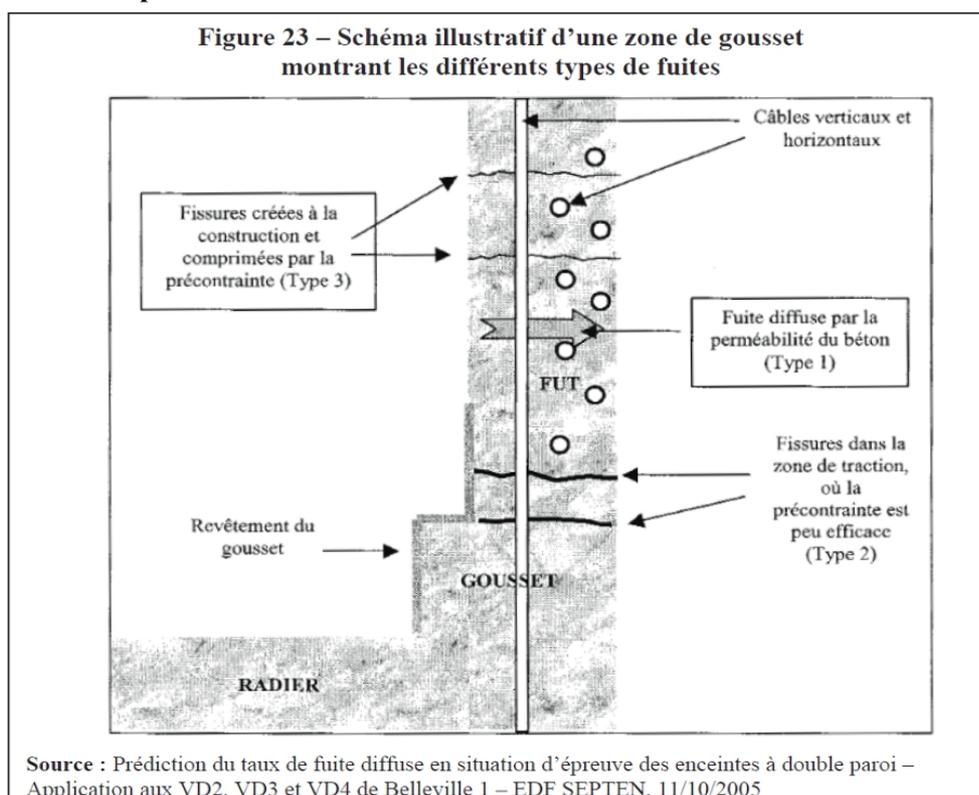
- **données sur le confinement dynamique :**

« L'étanchéité des enceintes des paliers 1300 et 1450 MWe repose sur le concept du « confinement dynamique ». Qu'entend-on par là ? « De façon générale, dans une installation nucléaire, le « confinement » (sous entendu : des matières radioactives) est une notion fondamentale qui consiste à limiter à des niveaux acceptables et à mesurer la dispersion dans l'environnement des produits radioactifs à tout moment et en toute circonstance (fonctionnement normal, incidentel et accidentel) ». La notion fondamentale à EDF c'est le confinement versus dispersion de radioactivité dans la nature... »

- **Les traversées des enceintes**

p 71 [...] « les fuites des enceintes de confinement n'ont pas pour seule origine la porosité et les fissures du béton. En effet, sur les bâtiments réacteur des tranches de 900 MWe, bien que la peau métallique permette de s'affranchir des défauts du béton, des fuites sont tout de même enregistrées. C'est que les enceintes sont percées par de nombreux trous. Bien sûr on ne dit pas trous. On parle plutôt de « traversées ». En annexe n° 15 une photographie prise lors de la construction du réacteur EPR de Flamanville illustre la pose de traversées. Elles servent aux passages des hommes, du matériel, des tuyauteries, des câbles électriques, des gaines de ventilation et du combustible. Le schéma n° 3 montre le cheminement des assemblages combustible de la cuve du réacteur vers la piscine d'entreposage au travers d'une traversée du bâtiment réacteur : le tube de transfert. »

« On compte au total 163 traversées » sur une enceinte 900 MW, et un peu plus de 170 pour les enceintes 1300 MW. Une traversée franchit la ou les parois de l'enceinte de confinement. »



**Épreuve enceinte - p 74 [...]** « Mais avant de faire le test d'épreuve, l'enceinte est préparée et bichonnée comme une Formule 1 avant la séance d'essai. Il n'est pas question de chrono mais d'affichage du taux de fuites le plus faible possible. »

**P 79 [...]** « Et tous les moyens sont bons. C'est le spécialiste des enceintes qui l'explique : « *toutes les mesures sur les enceintes restent très théoriques car nous testons l'enceinte dans une configuration qu'elle n'a pas en réalité* ».

De quoi s'agit-il ? De nombreuses tuyauteries traversent le bâtiment réacteur et il y a systématiquement une vanne d'isolement ou un clapet anti-retour de part et d'autre de la paroi de l'enceinte. En fonctionnement normal, certaines vannes sont ouvertes d'autres sont fermées. Une vanne ouverte risque de laisser passer beaucoup plus de gaz radioactif qu'une vanne fermée même si elle n'est pas tout à fait étanche. Lors d'une épreuve enceinte l'astuce consiste à fermer toutes les vannes situées aux traversées enceintes, sauf une, la vanne de prise de pression du bâtiment réacteur. Certes, en cas d'accident et sur « dépassement du critère de haute activité dans l'enceinte » les « vannes d'isolement » des traversées de l'enceinte sont fermées hormis « celles relatives à la charge RCV\* et aux systèmes RIS/EAS\*\* », nécessaires à la gestion de l'accident. Mais fermer les vannes ne suffit pas toujours.

L'organe d'isolement d'une vanne (ou d'un clapet) est appelé « opercule » : son étanchéité ne peut pas être garantie à 100 %. Il faut avant tout les réviser car « *un opercule métallique ne présente pas facilement une bonne étanchéité à l'air. Nous faisons en sorte qu'ils ne fuient pas le jour de l'épreuve* ». Le spécialiste insiste :

**« nous faisons tout ce qu'il faut pour que l'épreuve soit réussie. En particulier, nous revoyons certaines vannes au papier de verre avant l'épreuve. Une seule fois, nous avons fait un essai de vannes en fin de cycle à Fessenheim, sans les retoucher préalablement.**

- **Une note interne de l'électricien datée de 2010, au sujet de Flamanville,**

**Page 82 [...]** « *une étendue plus importante des fissures (progression de fissures), voire une apparition de nouvelles fissures, par augmentation des zones tendues en situation d'épreuve ou d'accident sur l'ouvrage* »<sup>38</sup>. « *L'addition des phénomènes de retrait et de fluage, des contraintes mécaniques de surpressions accidentelles ou d'essais peut donc conduire à l'apparition de nouvelles fissures.* » La rédactrice de la farce cachée du nucléaire poursuit : « ce qui n'est pas vraiment optimum en termes d'étanchéité. »

Laissons la parole à l'expert des enceintes notre ami Monsieur Costaz : « *nous avons observé sur certaines tranches, en particulier à Flamanville, des fluages de béton nettement plus élevés que ceux qui étaient prévus. Au bout d'une trentaine d'années, la précontrainte réelle finit par atteindre la précontrainte théorique de calcul. Théoriquement, nous ne sommes alors plus conformes à la note de calcul* ».

<sup>38</sup> *Méthodologie d'estimation réaliste du débit de fuite en Accident Grave d'une enceinte à double paroi – Application à Flamanville 2 – EDF SEPTEN, 20/07/2010 (cf. 3.3.2 Evolution de la fuite au travers des fissures) »*

- **Longueurs de fissures cumulées :**

**P 88 [...]** « **Commentaires :** les calculs de « longueur fissurée » des enceintes externes sont établis à partir des débits de fuite mesurés et en postulant une ouverture moyenne de fissure de 150 µm (micromètre) soit 0,15 mm. Lorsque les enceintes d'un même site ont un comportement similaire, une enceinte type sert de référence à l'ensemble du site. Si les mesures de fuites sont trop dispersées, le calcul est conduit enceinte par enceinte : c'est le cas de Cattenom 4 ainsi que des tranches de Golfech et Nogent. Les longueurs sont exprimées en mètre linéaire. Exemple pour Flamanville, il n'y a pas une seule fissure de 400 mètres de long : ce pourrait être 400 fissures de 1 mètre ou 200 fissures de 2 m. Il s'agit d'une multitude de fissures de diverses longueurs qui, misent bout à bout, mesurent environ 400 mètres.

Note du rédacteur : dans tous les documents de tous les organismes évoqués dans les parties précédentes, **l'état de l'enceinte externe n'est jamais évoqué.**

**La médaille d'or sur cet édifice revient à Civaux avec 2 km de fissures cumulées et, la médaille d'argent à Golfech 2 avec 1 km 500**

## Taux de fuite pris en compte lors d'un accident

p 89 : [...] « En 2009, EDF a défini les « hypothèses » retenues pour « l'évaluation des rejets dans l'environnement en Accidents Graves » à prendre en compte. « Pour les réacteurs 900 MWe », cela semble limpide, « *les Décrets d'Autorisation de Création (DAC) limitent le taux de fuite global de l'enceinte de confinement à 0,3 % par jour de la masse des gaz contenus dans l'enceinte aux conditions d'APRP* », l'Accident de perte de réfrigérant primaire.

Les « tests d'étanchéité » réalisés sur ce type d'enceinte à simple paroi révèlent des taux de fuite inférieurs au critère officiel avec des fuites qui évoluent peu avec la pression. EDF retient tout de même comme « hypothèse fonctionnelle »<sup>16</sup> la valeur maximale de 0,3% du décret pour l'évaluation des rejets radioactifs.

<sup>16</sup> Ibid. Recueil d'hypothèses (...) EDF SEPTEN, 28/05/2009 teodessindepresse.wordpress.com »

Palier	Site	Tranche	Longueur fissurée (m)
P4	Flamanville	FLA 1 FLA 2	400
	Paluel	PAL 1 PAL 2 PAL 3 PAL 4	600
	Saint-Alban	SAL 1 SAL 2	300
P'4	Belleville	BEL 1 BEL 2	800
	Cattenom	CAT 1	700
		CAT 2	
		CAT 3	
	Golfech	CAT 4	1100
		GOL 1	1100
Nogent	GOL 2	1500	
	NOG 1	500	
Penly	NOG 2	900	
	PEN 1	600	
N4	Chooz	PEN 2	600
		CHO 1 CHO 2	600
N4	Civaux	CIV 1 CIV 2	2000

## - L'accident sur les tranches de 900MWe (Chapitre 6)

p 119 : [...] « Au cas où le pic de pression atteint lors d'un accident dépasserait 6 bars, quel serait le taux de fuite ? L'évaluation approfondie d'un « Accident Grave » intègre au scénario accidentel un éventuel « pic à 0,65 ou 0,7 MPa », soit 6,5 ou 7 bars, 10 heures après le début de l'accident. La figure n° 36 montre une image de la pression durant une quinzaine de jours. Avec un pic de pression de « plusieurs minutes » à 7 bars, le comportement de l'enceinte change alors du tout au tout.

## - L'accident sur les tranches de 1300 et 1450 Mwe (Chapitre 7)

P 127 [...] « La conclusion d'EDF est sans appel : pour les « enceintes sensibles » des paliers « P'4 et N4 » le taux de fuite pourrait approcher « 70 %/j, 45 fois le critère DAC » à cause de « fissures importantes au niveau de la jonction fût-dôme ».

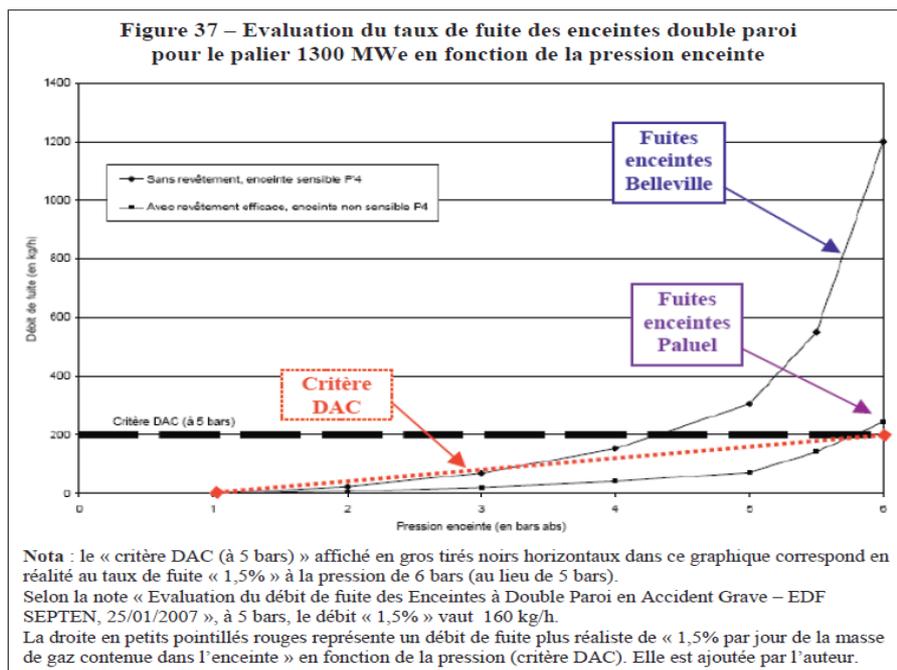
**Traduction :** le taux de fuite serait quarante cinq fois plus important que le taux légal des décrets d'autorisation et de création des tranches de Belleville, Flamanville et de Civaux 1. Après un pic à 7 bars et un taux de fuite estimé à « près de 70 %/j », les fuites extrêmement radioactives atteignent la bagatelle de « 9 000 kg/h » pour 6 bars de pression dans l'enceinte étanche : 216 tonnes par jour...

<sup>6</sup> Amélioration de l'étanchéité des enceintes à double paroi – Etude comparative multicritère des parades – EDF SEPTEN, 10/06/2009 »

P 131 « - Non respect des décrets d'autorisation » « Un « recueil » réalisé en 2009 définit les hypothèses retenues pour « l'évaluation des rejets dans l'environnement en Accidents Graves » à prendre en compte aujourd'hui. Et non après 40 ans d'exploitation ou après les 2ième et 3ième visites décennales. Pour les « réacteurs 1300 MWe et 1450 MWe (P4, P'4, N4) », « le taux de fuite total (c'est-à-dire paroi + traversées) de ces enceintes était par conception prévu pour être inférieur à 1,5 % par jour de la masse des gaz contenus dans l'enceinte aux conditions APRP ("critère DAC") ».

On peut noter l'emploi de l'imparfait de l'indicatif, comme si le décret d'origine (le DAC) était révolu, comme s'il avait été abrogé ou modifié. L'étude EDF poursuit ainsi : « en réalité, les taux de fuites mesurés lors des épreuves enceinte ont conduit à une réévaluation des taux de fuite des enceintes à double paroi ».

Cela a le mérite de la clarté : les décrets d'origines sont caducs. Il faut savoir que ce « recueil » fait des hypothèses de fuites avec une pression dans l'enceinte limitée par rapport à ce qui pourrait advenir si l'accident dégénère. De plus « les fuites via les traversées » ne sont pas prises en compte. Les valeurs de fuites sont par conséquent sous évaluées. La fig n° 37 montre « les taux de fuite au travers des parois béton en fonction de la pression enceinte retenus » par EDF en 2009. »



**p 131 [...]** « Commentaire : un peu au dessus de 3 bars, le critère DAC est déjà dépassé pour les enceintes sensibles du palier P'4 (Belleville 1 et 2), puis largement dépassé à la pression de dimensionnement de 5 bars et pulvérisé à la pression de 6 bars. »

**p 140 [...]** « En cas de grave accident nucléaire, les enceintes à double paroi des tranches de 1300 et de 1450 MWe n'offriront qu'un piètre rempart à la radioactivité. Inexorablement, les éléments radioactifs seront rejetés massivement dans l'environnement. Mais dans les évaluations des experts de *crise*, les fuites seront officiellement maîtrisées grâce à l'utilisation d'un taux de fuites unique scandaleusement sous estimé. »

**p 97 [...]** « Lorsqu'on évoque les enceintes de confinement la vérité est tronquée. Nous avons plusieurs discours à disposition. La version grand public est celle où l'on prétend de manière grossière que les bâtiments réacteur sont *étanches*. »

Dans la version d'un rapport de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, il est expliqué de façon plus lucide que « le béton précontraint n'est pas étanche » sur les « enceintes doubles » des paliers de 1300 et de 1450 MWe. Mais comme « le principe est de collecter les fuites dans l'espace entre les deux enceintes » et que ce dernier est censé assurer « la reprise des fuites en totalité »<sup>81</sup>, on pourrait se sentir rassuré.

Cette assertion est à mettre en regard avec les débits de fuites directes systématiquement mesurés lors des épreuves enceintes.

Jean-Louis Costaz, l'expert des enceintes qui nous a accompagnés tout au long de ce chapitre est formel : « *la double enceinte des 1300 MW constitue un bâtiment à fuites contrôlées et non pas une enceinte étanche* »<sup>82</sup>

Le spécialiste des enceintes de confinement d'EDF démonte, en une seule phrase, toutes les péroraisons que nous avons pu lire dans les paragraphes précédents...

<sup>81</sup> Rapport sur la durée de vie des centrales nucléaires et les nouveaux types de réacteurs – Christian Bataille et Claude Biraux, Députés, mai 2003 (Cf. Chapitre 1.II.3)

<sup>82</sup> Ibid. (...) Recueil d'expérience de M. Costaz – EDF SEPTEN, 20/12/2001 (Cf. EEX14 – Fuites non transitantes sur les doubles enceintes des 1300 MW) »

**p 98 [...]** « Quant aux enceintes à simple paroi vieillissantes des tranches de 900 MWe, une minuscule défaillance de la peau métallique peut provoquer une augmentation significative des fuites du bâtiment réacteur.

Les professionnels de l'atome entretiennent pourtant sagement l'illusion de l'étanchéité de la troisième barrière. »

- 
-

- **Le terrible effet falaise efface le confinement des matières radiotoxiques qui seront relâchées**

**P 137 [...]** « Définition : c'est une variation brutale du comportement d'une installation à la suite d'une petite variation d'un paramètre. Prenons un exemple concret. Dans le cas de l'enceinte interne de la tranche n° 1 de Civaux, **nous constatons une augmentation vertigineuse du débit de fuites à partir de la pression relative de 3,8 bars** (soit 4,8 bars absolus). Qu'on en juge avec les résultats de l'épreuve de juin 2001 : avec une variation de 3,8 bars de pression dans l'enceinte le débit de fuite est mesuré aux alentours de 120 Nm<sup>3</sup>/h. Puis, une élévation de pression supplémentaire de seulement 0,5 bar provoque le triplement du débit de fuite qui dépasse 360 Nm<sup>3</sup>/h à la pression de dimensionnement. L'annexe n° 24 montre le « changement de régime de fuite » qui illustre de manière parfaite l'effet falaise en question lors des deux épreuves enceinte de Civaux 1 en 2001. »

**p 125 [...]** « Tableau 21 – Taux de fuite des enceintes de confinement 48 h après le début de l'accident en fonction de la pression à l'intérieur de l'enceinte :

**Classement des enceintes**

- **Sensibles** : taux de fuites à 6 bars **11,5 %** pourcentage de la masse de gaz contenus en 1 jour

**Flamanville 1 et 2 - Belleville 1 et 2 - Civaux 1.**

- **Moyennes** : taux de fuites à 6 bars **6,9 %**

**Cattenom 1,2,3 et 4 – Golfech 1 et 2 -Penly 1 et 2.**

- **Non sensibles** : taux de fuites à 6 bars **2,2 %**

**Paluel 1, 2, 3, 4 - Saint Alban 1 et 2 – Nogent 1 et 2 – Chooz 1 et 2 et Civaux 2.**

D'après « Proposition de taux de fuite des enceintes de confinement pour les outils de crise – EDF SEPTEN, 17/09/2007 »

Avec de tels *taux de fuite réalistes* on se rend compte que les rejets radioactifs seront plus importants que prévus à la conception, dès que les revêtements auront rendu l'âme. Et nous retrouvons là un *effet falaise* au cœur des préoccupations de l'ASN après l'accident de Fukushima Dai Ichi. La figure n° 35 illustre l'augmentation brutale des fuites des enceintes sensibles (ES) et la hausse moins marquée des enceintes non sensibles (ENS). On voit le profil des fuites du bâtiment réacteur vers l'espace entre enceintes pour différents types d'enceintes avec prise en compte de la dégradation des revêtements composites.

Dans ce scénario d'accident grave, la pression enceinte monte à 5 bars en 20 secondes après le début de l'accident, puis la pression maximale est évaluée à 6 bars, sans pic de pression à 7 bars. »

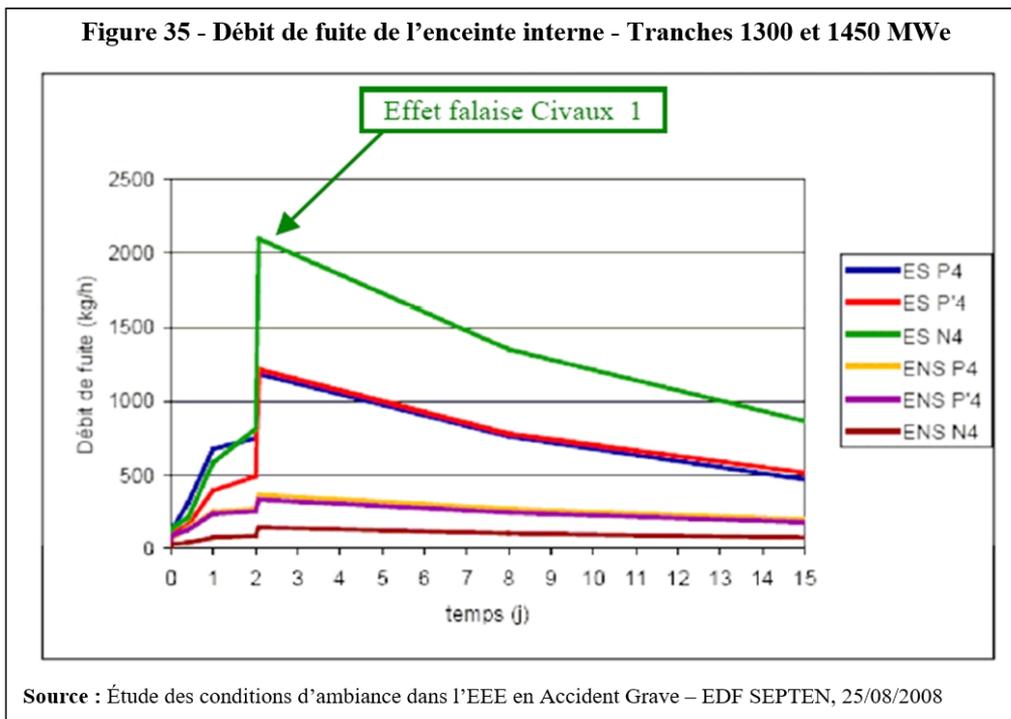
## - Les rejets radioactifs en accident grave (Chapitre 8)

**P 143 [...]** « En fonction du mode de défaillance du confinement, les rejets en produits de fission et les conséquences radiologiques associées peuvent être très différentes [...]. Le Terme Source dans l'environnement se définit comme la quantité, la durée d'émission et les formes physico-chimiques des produits de fission rejetés au cours de la séquence accidentelle » (2). Les estimations d'EDF des rejets radioactifs associés à chacun des termes sources sont présentées dans le tableau n° 25.

Tableau 25 – Termes sources et rejets associés				
Terme source		S1	S2	S3
Comportement du cœur		Fusion		
Comportement du confinement	Délai de défaillance	Quelques heures	Supérieur à un jour	
	Voie de rejet	Non filtrée		Filtrée
Fraction de l'inventaire du cœur rejetée dans l'environnement	Gaz rares	S1 # S2 # S3 # 100 %		
	Aérosols, iodes	Quelques dizaines de %	Quelques %	Quelques ‰

(2) Démarche Sécurité à la conception » - Thème 16 – Démarche de prise en compte des accidents graves – EDF, 13 juillet 2011 »

## - L'accident sur les tranches de 1300 et 1450 Mwe (Chapitre 7)



- **Tenue des rustines lors d'un accident**

p 124 [...] « Mais comment peut-on obtenir des résultats d'épreuve dans l'ordre de grandeur du critère d'essai et passer tout à coup à une valeur de 12% lors d'un accident ? Un indice se trouve dans « la dose intégrée par les revêtements ».

Nous avons vu que pour tenter de contenir les fuites, des rustines à base de résine époxy avaient été posées sur les enceintes à double paroi. Avec plus ou moins de succès. Tant que les rustines tiennent bon cela permet de passer les séances d'essai à peu près honorablement. Mais en accident grave, outre les conditions de température et de pression qui ne seront pas les mêmes que pour un essai d'étanchéité, il y aura une augmentation terrible de la radioactivité à l'intérieur de l'enceinte lors de la fusion du cœur. Le matériel souffre énormément dans de telles conditions ainsi que la résine époxy de la « peau composite » qui va se dégrader rapidement dans le temps. A la suite de test sur la maquette « MAEVA », EDF a constaté que « l'effet de la température sur la dégradation des revêtements est relativement conséquente » : « après 70 h à plus de 140°C » l'adhérence des revêtements « était très dégradée ».

« Les efficacités retenues pour les revêtements en fonction de l'avancement de l'accident » sont estimées par EDF. Le tableau n° 20 présente les estimations du Service Études et Projets Thermiques et Nucléaires (SEPTEN).

Les « revêtements d'étanchéité » ne tiendront pas bien longtemps aux conditions accidentelles. Au bout de 48 heures, « on postule que l'efficacité du revêtement est nulle »<sup>(3)</sup>, c'est EDF qui l'écrit. Et sans revêtement les taux de fuite des enceintes « sensibles » et « moyennes » seront supérieurs aux taux réglementaires avec 5 bars de pression dans le bâtiment réacteur.

<sup>(3)</sup> Proposition de taux de fuite des enceintes de confinement pour les outils de crise – EDF SEPTEN, 17/09/2007

**Tableau 20 – Efficacité des revêtements en fonction du temps**

Temps	Taux
De 0 à 12 h	100 %
De 12 à 24 h	75 %
De 24 à 48 h	50 %
Au-delà	0 %

## **- Détour par l'IRSN pour un complément sur cette tenue des rustines<sup>(1)</sup>**

Des essais de vieillissement accélérés de revêtements de 3 à 4 mm d'épaisseur de matériaux composites à matrice époxy ont été effectués chez CIS-bio international(CEA-Labra) pour l'IRSN de 2003 à 2008. Deux résines époxy ont été utilisées pour des essais (fabricants : Max Perlès et Chrysor), identiques à celles couramment employées par EDF pour revêtir l'intrados des enceintes de confinement des réacteurs de 1 300 et 1 450 MWe. Diverses conditions de débit de dose de 1 à 100 Gy/h, de doses, de 40 et 320 kGy, et de températures, de 40 °C à 70 °C, ont été appliquées.

**Les résultats ont montré une sensibilité significative des résines en époxy à l'oxydation. L'adhérence de tous les matériaux de revêtement a fortement chuté, après les quatre essais de soumission aux conditions accidentelles postulées de perte de réfrigérant primaire.**

- En 2017, l'IRSN a rajouté un programme de recherche à celui lancé depuis le début de 2014 sur l'impact d'un accident après vieillissement des joints silicone des tampons d'accès des matériels (TAM), utilisant notamment l'irradiateur IRMA à Saclay et l'installation EPICUR (Études physico-chimiques de l'iode confiné sous rayonnement) à Cadarache.

**L'institut dit avoir montré que les propriétés du silicone sont largement affectées par ces conditions d'exposition.** Un nouveau programme de recherche et développement a été proposé en 2017 pour approfondir les mécanismes de dégradation identifiés et leur impact sur l'étanchéité. **Alors que les essais ont confirmé les résultats théoriques, au lieu d'affirmer l'inefficacité des rustines, l'IRSN annonce continuer des études !**

## **- Les rejets radioactifs en accident grave (Chapitre 8)**

« Dans la réalité, de très importantes fuites radioactives dans l'environnement se produiront le jour de l'accident nucléaire, quelle que soit la technologie de l'enceinte de confinement. Avec ou sans dépressurisation par la file U5 dotée d'une capacité de filtration approximative. Les formules incantatoires n'y changeront rien. Par contre, les mensonges officiels grossiers changeront la perception du danger auquel nous serons exposés. Avec nos enfants. »

## **- Les conséquences radioactives (Chapitre 9)**

### **la farce cachée de l'accident grave**

P 177 [...] « Commentaire sur les valeurs de doses. Pour les scénarios n° 1 (à la pression on de 5 bars), et n° 2, (à celle de 5 à 6 bars), on constate une augmentation significative des conséquences radiologiques, respectivement d'un facteur 3,5 et 6, par rapport aux estimations du *Guide N4*.

**En limite du site nucléaire (à 0,5 km), on se rapproche de la dose efficace mortelle pour un bébé (2 500 mSv) dans le scénario n° 1 ; on la dépasse dans le scénario n° 2... Comme le débit de fuites a changé d'échelle, dans le scénario n° 3 les doses radiologiques pour un bébé deviennent colossales, 40 fois plus importantes que dans la gentille hypothèse du *Guide N4*. La dose efficace mortelle se situe dans la fourchette 2-5 km.**

**Quant à la dose thyroïde, même à 10 km elle reste énorme.**

P 177 [...] « Durant la première journée, les doses radioactives délivrées à la population sont déjà considérables à cause des fuites naturelles de l'enceinte.

En cette seconde journée de l'accident, l'ouverture du *filtre à sable* entraîne des fuites tout aussi colossales que celles consécutives à un pic de pression à 7 bars. Et compte tenu de l'inefficacité de l'aspersion

Revenons un instant sur le filtre U5 avec la définition donnée par l'ASN : « *Le filtre à sable est un dispositif de sûreté qui n'est utilisé qu'en situation accidentelle grave, par exemple une fusion du cœur. Il permet de décompresser l'enceinte et de préserver son intégrité tout en retenant l'essentiel des produits radioactifs* »<sup>(50)</sup>.

P 178 [...] Supposons qu'au bout de 24 heures ou un peu avant la fin de cette première journée, l'accident soit loin d'être maîtrisé, la pression enceinte a dépassé 5 bars et augmente rapidement. Continuons alors notre simulation avec la « fiche type 13 » du *Guide N4* de l'exploitant. Dans le scénario EDF de cette seconde journée, avec la dépressurisation de l'enceinte par le filtre à sable U5, la pression va se stabiliser à 5 bars. Voyons ce que les ingénieurs d'EDF ont calculé pour l'enfant, toujours en condition météo de type « DF7 » (tableau n° 39).

<b>Tableau 39 – 2<sup>ème</sup> jour – Conséquences radiologiques pour l'enfant Rejet S3 – U5 par le filtre à sable (Guide N4)</b>					
	<b>DF7</b>				
<b>Doses à 48 h (mSv)</b>	<b>0,5 km</b>	<b>1 km</b>	<b>2 km</b>	<b>5 km</b>	<b>10 km</b>
<b>Efficace</b>	43 000	17 000	6200	1300	420
<b>Thyroïde</b>	760 000	300 000	110 000	24 000	7500

**Source** : Méthode PUI/ONC (guide PCC) – Guide d'évaluation des conséquences radiologiques des rejets gazeux dans l'environnement en situation accidentelle – REP N4 – EDF UNIE, 01/07/2012

Heureusement que *l'essentiel des produits radioactifs* a été retenu car les doses sont déjà effarantes : 6200 mSv à 2 km alors que la dose létale est de l'ordre de 2500 mSv pour un enfant et de 5000 mSv pour un adulte. A 10 km, la dose efficace est de 420 mSv. Et cela pourrait être bien pire car les hypothèses de l'efficacité de la filtration du dispositif U5 semblent bien optimistes.

Quant à la dose thyroïde à 10 km elle atteint tout de même 7 500 mSv. L'administration d'iode stable est prévue pour une dose prévisionnelle supérieure à 50 mSv (ou 100 mSv). Or, les comprimés d'iode sont distribués dans un rayon de 10 km autour des centrales atomiques. Il n'est pas sûr que l'extension du périmètre de distribution d'iode stable à 20 km soit suffisante...

L'exemple de la simulation des conséquences radiologiques d'un grave accident survenant sur la tranche n° 1 de Civaux est suffisamment parlant. Dès lors que l'on évacue les scénarios optimistes et que l'on tient compte des faiblesses de l'installation, les conséquences radiologiques pour la population deviennent monstrueuses en cas d'accident majeur. Et Civaux 1 n'est pas la seule unité nucléaire bancaire. La question qui se pose alors : le pire est-il à craindre ? » Réponse de M. Claude Lacoste, Président de l'ASN en 2011 : « *personne ne peut garantir qu'il n'y aura jamais un accident grave en France* ». <sup>(51)</sup>

La déclaration du patron de l'Autorité de sûreté nucléaire était sans ambiguïté <sup>(2)</sup> :

**« La position constante de l'ASN a toujours été la suivante : personne ne peut garantir qu'il n'y aura jamais en France un accident nucléaire. Je dis ce que je dis, et je répète une position constante de l'ASN française »**

### Référence complément IRSN

<sup>(1)</sup> [https://www.irsn.fr/FR/Larecherche/publications-documentation/collection-ouvrages-IRSN/Documents/RDreacteurs\\_francais\\_WEB.pdf](https://www.irsn.fr/FR/Larecherche/publications-documentation/collection-ouvrages-IRSN/Documents/RDreacteurs_francais_WEB.pdf)

<sup>(50)</sup> Filtre à sable – Lexique ASN [http://www.asn.fr/lexique/mot/\(lettre\)/95432/\(mot\)/Filtre%20%C3%A0%20sable](http://www.asn.fr/lexique/mot/(lettre)/95432/(mot)/Filtre%20%C3%A0%20sable)

<sup>(51)</sup> On ne peut garantir qu'il n'y aura jamais d'accident grave en France – Le Monde, 30/03/2011 [http://www.lemonde.fr/japon/article/2011/03/30/m-lacoste-on-ne-peut-garantir-qu-il-n-y-aura-jamais-d-accident-grave-en-france\\_1500585\\_1492975.html](http://www.lemonde.fr/japon/article/2011/03/30/m-lacoste-on-ne-peut-garantir-qu-il-n-y-aura-jamais-d-accident-grave-en-france_1500585_1492975.html)

<sup>(2)</sup> [https://www.sortirdunucleaire.org/IMG/pdf/globalchance-laponcheb-2013-les\\_accidents\\_et\\_la\\_su\\_rete\\_des\\_centrales\\_nucleaires-citations\\_et\\_questionnements.pdf](https://www.sortirdunucleaire.org/IMG/pdf/globalchance-laponcheb-2013-les_accidents_et_la_su_rete_des_centrales_nucleaires-citations_et_questionnements.pdf)

### **- III - Et tous les composants qui devraient impérativement être changé mais qui ne le seront pas pour cause facture trop lourde ou simple impossibilité technique...**

#### **- III.1 - Les générateurs de vapeur -**



Illustration EDF

D'après la direction de la centrale de Golfech, ces 8 monstres de 465 tonnes (Total 3 720 t) de métaux contaminés et érodés ne seront donc pas changés à Golfech. EDF ne doit pas être très motivée pour effectuer ces opérations suite à la chute retentissante d'un générateur de vapeur (GV) lors de son premier changement sur un réacteur de 1 300 MW à Paluel le 31 mars 2016. Ces GV pèsent 50 % de plus que ceux qu'EDF change depuis plusieurs années sur ses réacteurs de 900 MWé.

#### **Des défauts avoués... le plus tard possible**

Les problèmes graves survenus lors de la fabrication de nouveaux GV a également dû participer à freiner les éventuelles ardeurs d' EDF : en effet, les générateurs de vapeur neufs peuvent présenter des failles rédhibitoires comme ce fût le cas à San Onofre aux Etats-Unis, comme nous le verrons un peu plus loin, ou les deux réacteurs aux GV de chez Mitsubishi flambants neufs, fraîchement installés, fuyaient comme des passoires.

Pour sa part, notre forgeron national, Framatome, a révélé, tardivement, des défauts majeurs sur la fabrication de ses GV neufs depuis... 2008.<sup>(1)</sup>

Récemment, un nouveau problème grave qui affecte les générateurs vapeur a été révélé. Suite à des défauts de fabrication, les aciers de parties d'enceintes des générateurs de vapeur ont perdu leur élasticité et ne respectent plus les marges de sûreté fixées : de la même façon que les cuves des réacteurs vues précédemment, leur enveloppe peut se rompre brutalement. Vingt quatre de ces GV défaillants sont en place sur des réacteurs et Framatome n'a pas donné le nombre de GV défaillants qu'il a en stock. On sait seulement qu'en 2011 Framatome et Westinghouse avaient reçu une commande de 44 GV de la part d'EDF. Westinghouse Electric Company, pour sa part, a indiqué avoir remporté un contrat pour la fourniture de 12 générateurs de vapeur dont il assurerait la conception technique, l'analyse et la fabrication en collaboration avec plusieurs partenaires industriels. Parmi eux « Valinox Nucléaire » en France pour la fabrication des tubes des générateurs de vapeur, « Mangiarotti S.p.A. » en Italie pour l'assemblage du générateur, et d'autres forges européennes.

**Rappelons que 93% des réacteurs nucléaires français sont sous licence Westinghouse et les 7 % qui restent ne sont pas très différents.**

En mai 2017, selon le JCN News, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (MHI) a fourni 3 générateurs de vapeur pour le

réacteur de la tranche 1 de la centrale nucléaire de Cruas. Ces générateurs de vapeur de remplacement ont été certifiés par l'ASN comme étant conformes aux exigences réglementaires strictes de la France. L'avenir confirmera, ou pas, les affirmations de l'IRSN, expert de l'ASN.

### **Des menaces connues de vieille date**

Le GV joue également un rôle crucial sur le plan de la sûreté : « *Il fait partie de la deuxième et de la troisième barrière de confinement. L'échange thermique se fait au niveau de plusieurs milliers de tubes en U où circule l'eau du circuit primaire et dont la paroi très fine – 1 mm d'épaisseur environ – empêche le transfert d'eau radioactive à l'extérieur du bâtiment. Dans certaines situations accidentelles, le GV est utilisé pour refroidir le cœur du réacteur.* » - **Un générateur de vapeur d'un seul réacteur de Golfech comporte 488 km de ces tubes fragiles.**

### **Petite visite du côté de l'IRSN pour voir un problème majeur, connu de longue date, qui affecte les GV**

Les dégradations prépondérantes des tubes des générateurs de vapeur (GV) dans les centrales à eau pressurisée ont pour origine des processus de corrosion fissurante. Leur connaissance est essentielle pour assurer le respect de ses deux fonctions fondamentales de sûreté :

- l'évacuation de la puissance du cœur ;
- le confinement du fluide primaire et des radio-nucléides qu'il transporte. Il cumule le rôle de deuxième et de troisième barrière.

Des produits de corrosion et des particules solides s'accumulent sous forme de dépôts dans les parties confinées d'un générateur de vapeur comme :

- les zones de dudgeonage : le dudgeonage est l'opération qui consiste à augmenter progressivement le diamètre du tube afin de le mettre en contact avec la plaque à tubes. Cette plaque constitue l'embase de fixation de tous les tubes,
- la traversée des plaques entretoises qui maintiennent les tubes à distance les uns entre les autres,
- ...

Ces dépôts conduisent à terme à des formes de fissuration, traversantes pour certaines d'entre elles, et surtout à un **affaiblissement notable de la tenue mécanique des tubes pouvant conduire au pire problème de sûreté constitué par leur rupture**. Une partie de ces dépôts provient de la corrosion des circuits du circuit primaire. Sur l'origine de ces dépôts, Pierre Beslu, dans son analyse historique « *corrosion des circuits primaires dans les réacteurs à eau sous pression* » évoque une valeur d'érosion annuelle de 1 micromètre : nous avons calculé, à partir de cette modeste valeur reportée à la surface interne du circuit primaire d'un réacteur comme celui de Fessenheim, que c'est **une tonne de métal qui a été arrachée** en 40 ans !...

L'IRSN dit avoir engagé depuis quelques années des recherches et développements pour contribuer à améliorer la détection et la compréhension des processus de fissuration par corrosion sous contrainte des tubes de générateurs de vapeur. Ces processus se développent localement en paroi externe de ces tubes au contact du fluide secondaire. La démarche de l'Institut vise, en particulier, à estimer les vitesses de propagation de la fissuration externe. Elle vise aussi à développer et à évaluer des méthodes de détection et de dimensionnement des fissures externes, principalement au moyen de contrôles non destructifs. Les phénomènes de corrosion ont été étudiés au laboratoire d'essais technologiques de La Hague. Là, ont été développés et construits des « mini GV » qui permettent de simuler les conditions de flux thermique existant dans les générateurs de vapeur des réacteurs à eau pressurisée.

Les milieux qui apparaissent de nature à initier et à faire propager des fissures externes ont été expérimentés dans des micro-autoclaves sur des éprouvettes « U-bend ». Les premiers résultats obtenus ont montré que de la fissuration se produit dans les milieux sulfates acides, les milieux de résines dégradées et les milieux contenant du plomb. Dans une deuxième étape, des essais relatifs à la vitesse de propagation des fissures par corrosion sous contrainte ont été réalisés en autoclave, développés pour l'IRSN par le CEA à Saclay.

Pour ce qui concerne les capteurs basés sur les courants de Foucault (ces capteurs reçoivent les courants qui sont engendrés dans les pièces par les champs électromagnétiques), l'IRSN dit avoir particulièrement étudié l'efficacité et les possibilités d'amélioration des contrôles des faisceaux tubulaires des générateurs de vapeur. **Le recours de plus en plus systématique aux moyens de contrôle non destructifs par courants de Foucault a permis de détecter un nombre croissant de fissures circonférentielles initiées sur la face externe des tubes.**

**Comme évoqué plus haut, l'IRSN reconnaît l'importance de ces dégradations en terme de sûreté puisque les tubes peuvent se rompre.** L'Institut affirme nécessaire la réalisation d'une évaluation particulièrement fine des performances des moyens de contrôle non destructif.

Ce risque dénommé « rupture *guillotine* » a des conséquences que l'IRSN ne rappelle pas dans ce document, mais qui peuvent aboutir au dénoyage du cœur du réacteur : en termes simples, le combustible se retrouve alors dans une situation redoutable où il est privé de refroidissement.

## Remplacements

Nous reprendrons ici la description d'Edf sur le remplacement des **trois générateurs de vapeur sur Cruas-Meysses n°4, au réacteur de 900 MWe dont le chantier a nécessité deux ans de préparation**. En 2014, durant 3 mois et demi, plus de 1 000 personnes d'EDF et de sous-traitants ont remplacé les 3 GV mesurant plus de 20 mètres de haut et pesant 300 tonnes à vide, soit l'équivalent d'un avion A380 et demi précise EDF. L'électricien indique qu'il a investi 140 millions d'euros pour le chantier « *afin de se donner un horizon de 30 ans supplémentaires de production et d'améliorer la sûreté de l'installation.* » auxquels le rédacteur rajoute la « perte », non mentionnée par EDF, de production, régulièrement mise en avant par l'électricien, qui serait de 105 M€ supplémentaires

**En 1990, EDF a lancé le programme de remplacement des GV de ses 34 réacteurs de 900 MWe**. Celui de Cruas 4, en 2014 a été le vingt sixième à être remplacé en France.

## Opérations de colmatage des microfissures

En **fonctionnement normal, les tubes subissent des contraintes thermiques et mécaniques** – pression, vibrations, etc. – en milieu aqueux. D'où des phénomènes d'usure et de corrosion, surveillés lors des arrêts des réacteurs pour maintenance par des sondes de contrôle.

« *Des microfissures de quelques millimètres de longueur finissent par apparaître sur certains GV d'origine. Pour prévenir tout risque de fuite significative ou de rupture, nous bouchons les tubes qui présentent un risque au fil des interventions de maintenance* », témoigne Jean-Marie Boursier, directeur technique de la centrale de Cruas-Meysses. Un document indiquait qu'EDF fût la seule à insérer des tubes dans des tubes fissurés... et que l'expérience ne fût pas renouvelée.

## Des critères relatifs à la taille des fissures ont été établis par l'Autorité de sûreté nucléaire et l'IRSN

Le taux de bouchage admissible est défini en fonction du type de générateur et des conditions d'exploitation.

Au-delà de cette limite, justifiée par les études de sûreté, un GV ne peut pas être autorisé à fonctionner.

**Il va être temps que toutes ces données soient rendues publiques puisque c'est sur le public que s'exercent les menaces d'accidents et de catastrophes.**

EDF réalise régulièrement des **pronostics d'évolution des taux de colmatage** pour planifier de manière optimale les opérations lourdes de remplacement. « *Les impératifs de sûreté rejoignent les enjeux de production. Le bouchage affecte le rendement de l'installation. Sur la tranche 4 de Cruas-Meysses, âgée de 30 ans, la perte de rendement atteignait environ 5%* », précise Jean-Marie Boursier de l'IRSN. On peut donc estimer à 45 MWé la perte de puissance sur ce réacteur.

## Détour par la situation aux Etats-Unis

Fin décembre 1995, 38 générateurs de vapeur avaient été remplacés dans 13 des 72 réacteurs à eau sous pression en exploitation. Trois réacteurs avaient été arrêtées prématurément en raison de la dégradation de leurs générateurs de vapeur : L'unité Trojan de Portland de General Electric, située à Prescott, Ore, en 1992 ; San Onofre 1 de Southern California Edison, situé à San Clemente en Californie, en 1992 ; et l'unité Rancho Seco du Sacramento Municipal Utility District, en 1989.<sup>(2)</sup> Plus tard, comme évoqué en introduction, ce fût le tour aux deux derniers réacteurs de San Onofre, n°2 et n°3, d'être arrêtés, alors qu'ils venaient d'être équipés de GV flambants neufs mis en place à grand coût d'irradiation humaine.

Les problèmes associés à la dégradation des générateurs de vapeur ont eu un impact important sur l'exploitation des centrales nucléaires. Les services publics dont les générateurs de vapeur se dégradent doivent faire un compromis entre la poursuite de l'exploitation avec des coûts d'exploitation et d'entretien élevés, l'exposition élevée des travailleurs au rayonnement, les risques accrus d'arrêt forcé en raison de ruptures de tubes, le déclassement de la centrale ou son remplacement.<sup>(3)</sup>

## Des données confidentielles d'EDF sur les générateurs de vapeur

Pour compléter avantageusement les données officielles portées ici, nous invitons les lecteurs à se reporter à la page 43 de « La Farce Cachée du nucléaire » (FCdn)

**En voici un exemple : Chapitre 3, page 43 :**

- des arrêts intempestifs de réacteurs surviennent suite à des fuites primaires/secondaires : page 60, un tableau en répertorie 47 survenus entre 1979 et 2008. On y voit des fissures de tube, des pièces baladeuses dans les circuits dénommés corps migrants, qui, emportés ou agités par la force du liquide de refroidissement dégradent les tubes – les chiffres qui bien sûr existent, n'ayant pas été trouvés par le rédacteur, une estimation sommaire nous fait établir ces courants à plus de 60 km/h - des éclatements de tubes, des bouchons d'obturation de tubes isolés qui sautent, de la « fatigue vibratoire », des défauts d'usinage...

**- il y a eu deux ruptures de tubes cachées en France (P 62 de la Farce Cachée du Nucléaire) qui ont abouti à une classification d'accident : sur Blayais 4 le 3 mars 1990 et le 11 février 2006 sur Cruas 4.**

## Références générateurs de vapeur

(1) <https://www.asn.fr/content/download/167249/1708228/version/1/file/INSSN-DEP-2019-0267.pdf>

(2) <https://www.nrc.gov/docs/ML1619/ML16190A403.pdf>

(3) <https://www.power-eng.com/1996/01/01/steam-generator-replacement-overview->

## - III. 2 - Les câbles électriques -

Nous entrons ici dans une des parties les plus importantes du document suite à l'importance majeure que revêt ce matériel dans un réacteur nucléaire.

### - III.2.1 - Vieillessement des câbles électriques pour l'IRSN<sup>(1)</sup>

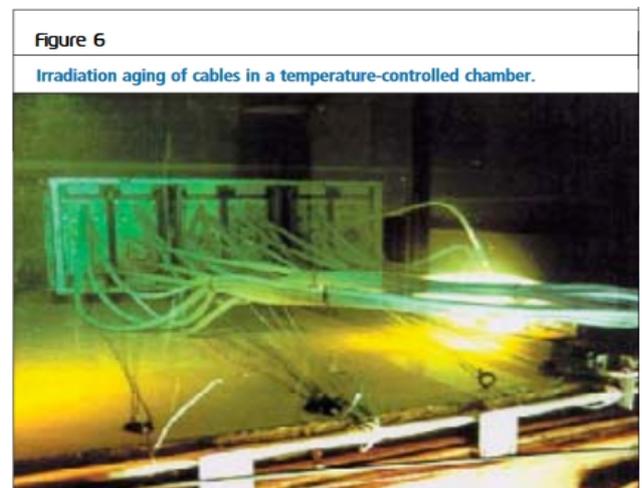
En 2002, pour l'IRSN, les câbles électriques, implantés à l'intérieur du bâtiment du réacteur sont fondamentaux pour la sûreté. Étant jugés **difficilement remplaçables**, ils doivent assurer leur fonction pendant toute la durée de vie de la centrale jusqu'à son dernier jour de fonctionnement. Les isolants et les gaines des câbles sont constitués de polymères. La température et l'irradiation peuvent entraîner, selon leur intensité et les effets de synergie, des coupures de chaînes de ces polymères, une réticulation (création de liens entre les chaînes), une oxydation ou encore une perte des plastifiants par migration de l'acide chlorhydrique.

La connaissance de ces mécanismes est jugée nécessaire pour estimer le vieillissement accéléré retenu lors de la qualification des câbles ou lors d'essais accélérés de simulation du vieillissement.

L'IRSN affirme que les indicateurs de vieillissement sont à rechercher parmi les propriétés mécaniques et physico-chimiques des polymères. La prédiction de la durée de vie des câbles peut ensuite être effectuée à partir des données expérimentales recueillies et de modèles mathématiques d'extrapolation.

**Comme la plupart du temps dans le nucléaire, on peut encore noter la présence de projections à partir de modèles mathématiques qui finissent par produire des résultats à la validité douteuse.**

L'IRSN indique que des tronçons de câbles ont été vieillis thermiquement puis sous irradiation à des débits de dose compris entre 3 et 1 000 Gy/h (Fig 6) ; ils ont ensuite été soumis aux conditions accidentelles qui résulteraient de la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire.



Les premiers résultats obtenus font apparaître que l'Éthylène Vinyle Acétate - l'EVA - est un matériau bien stabilisé, peu sensible à la température et au débit de dose **tant que les antioxydants présents dans le matériau ne sont pas complètement consommés.**

Par ailleurs, afin de déterminer la représentativité des conditions d'accélération du vieillissement, des câbles neufs en PVC d'une part, en EPR/Hypalon (isolant en éthylène/propylène réticulé et gaine en Hypalon) d'autre part, ont été vieillis de façon accélérée en laboratoire. Pour définir ces essais, l'IRSN a évalué l'accélération du vieillissement afin de ne pas modifier le mécanisme de vieillissement prévisible dans les conditions réelles : cette évaluation a été faite à partir d'une similitude sur les énergies d'activation des mécanismes de dégradation des matériaux déterminées expérimentalement. Les propriétés mécaniques de ces câbles ainsi vieillis ont été comparées à celles de câbles identiques prélevés sur le site de Cruas après sept ans de fonctionnement. La comparaison des propriétés des câbles prélevés sur site et des câbles vieillis en laboratoire sont proches. Sur cette base, l'IRSN considère que la démonstration est faite qu'il est possible d'établir des conditions de vieillissement accéléré représentatives du vieillissement réel.

Enfin, l'IRSN a mené des études de corrélation entre les propriétés mécaniques et l'oxydation des polymères de type EPR/Hypalon et sans halogène (type Éthylène Vinyle Acétate). Cependant, selon l'institut l'exploitation de ces résultats en vue de la mise au point d'une méthode de contrôle du vieillissement des câbles se heurte encore à divers problèmes tels que la sensibilité des résultats à la nature des matériaux et la difficulté de la réalisation des mesures d'oxydation.

## - III.2.2 - Vieillessement des câbles selon EDF <sup>(2)</sup>

### Introduction

La note d'EDF concerne la « durée de vie de 40/60 ans » pour des câbles installés dans et hors du bâtiment réacteur. Des niveaux de qualification « NC/K3, K2 et K1 » étaient utilisés qui font partie du contrat Installations Électrique Générale. Le rédacteur a observé que ces niveaux de qualification ont évolué depuis la réalisation de la note d'EDF.

**Il y a environ 1 200 km de câbles de ce type dans un réacteur de 1 300 MWé dont environ 50 km de câbles qualifiés K1. Ces câbles K1 sont situés à l'intérieur du bâtiment réacteur. Ils sont requis dans des conditions accidentelles.** Les câbles concernant les Installations Électriques Diverses tel que le téléphone, l'éclairage... et autres distributions ne sont pas étudiés dans ce document. Ce travail concerne porte sur les réacteurs 900 et 1300 mégawatts électrique.

### Synthèse

L'analyse fait ressortir le besoin d'éléments d'études pour **conforter définitivement** l'aptitude à la poursuite de l'exploitation selon le « Dossiers d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation » (dit DAPE) pour les câbles électriques.

**Il est recherché en particulier le temps d'apparition d'un effet falaise conduisant à la « ruine » du câble.** Les conclusions actuelles, affirme EDF il y a 13 ans, ne font pas apparaître un besoin de recâblage complet des réacteurs pour aller à une durée de vie de 50 ans et plus. **On notera encore ici la généreuse extension systématique d'EDF de la capacité de vie des composants constituant ses réacteurs par plages de décennies.**

EDF a donc fait une estimation du recâblage partiel et, en fonction des hypothèses retenues, des coûts et des délais nécessaires à ces travaux de remplacement. Sa note vise à recenser les risques de dégradation des câbles pouvant conduire à des coûts ou des indisponibilités majeures. Ces dégradations sont liées au vieillissement, au type de fonctionnement et aux événements associés qui sont inventoriés : EDF doit vouloir évoquer un inventaire qui se fait en situation normale mais si on se réfère, par exemple, à la lettre de suite d'inspection du 14 au 18 octobre 2019 de l'ASN à Golfech, on note que « Les inspecteurs ont constaté une dégradation de l'analyse « facteurs organisationnels et humains » (FOH) dans les rapports d'événements significatifs depuis 2016 sur le site de Golfech. »<sup>(3)</sup> On constate ici, de source officielle, que depuis plus de trois ans, les inventaires précités ne sont pas fiables.

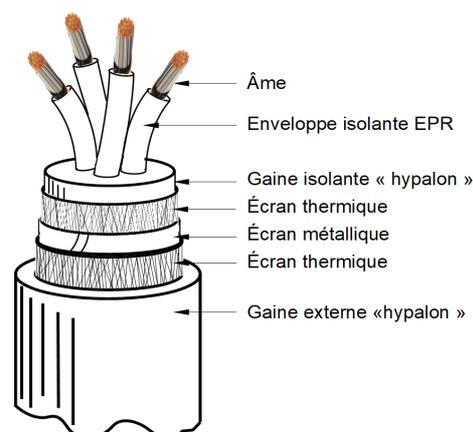
### Descriptif des câbles des réacteurs français

Liste non exhaustive des éléments constitutifs principaux :

- une âme en cuivre ou en aluminium pour les âmes de 8 mm de diamètre (50 mm<sup>2</sup>) et plus,
- une enveloppe isolante extrudée ( procédé de formage consistant à pousser la matière à fluidifier à travers une filière) de matériaux organiques,
- une éventuelle gaine intermédiaire extrudée à partir de mélange de matériaux organiques,
- un écran de protection sous forme de tresse de cuivre pour les câbles de mesures,
- une armure métallique de protection métallique,
- une gaine extérieure extrudée à partir d'un mélange matériaux organiques.

Exemple de schéma de principe d'un câble de contrôle-commande K1 avec isolation EPR – Ethylene Propylene Rubber - qui désigne un caoutchouc éthylène propylène et une **gaine « hypalon »<sup>®</sup>, qui est un caoutchouc synthétique (CSM) en polyéthylène chlorosulfoné (CPSE).**

Le caoutchouc de polyéthylène chlorosulfoné a une ignition difficile. Il brûle dans la flamme et s'éteint lors de son retrait. **Il dégage des vapeurs d'acide chlorhydrique.**



### Familles de câbles

- **Haute tension** – HTA – Un conducteur 6/10 (12) kV ; ces câbles HTA sont classés en deux catégories:

- les câbles «non soumis à contrainte»: Il s'agit des câbles dont les conditions d'installation, d'exploitation et l'historique reste conformes aux hypothèses de conception. Leur tenue et leur qualification ne sont pas remises en cause. La maintenance préventive de ces câbles consiste principalement à vérifier périodiquement cette conformité aux conditions d'études,

- les câbles «soumis à contrainte» qui sont soumis à un environnement contraignant de température, d'irradiation, et d'humidité. Il y a également les câbles ayant fait l'objet d'une réparation, les câbles installés avec un rayon de courbure trop faible, surchargés, etc...

- **Basse tension** – BT Puissance 0,6/7 (1,2 ) kV ; **contrôle** 0,6/ 1 (1,2 ) kV ; mesure 0,6/ 1 (1,2) kV ou 0,3/0,5 (0,6) kV. Les câbles des deux voies de sûreté n'ont pas de redondance technologique, c'est à dire que, bien que doublés, ils sont du même type.

### Types de câbles

- A isolation et gaine extérieure sur une base de **polychlorure de vinyle – PVC** – Ils répondent aux exigences cahier des spécifications techniques pour les câbles à isolation gainage en polychlorure de vinyle CST 74 C et 057 et sont présents sur les paliers 900 et 1 300 MW.

- Sur base de **polyéthylène réticulé – PRC** - à gaine extérieure sur base de polychlorure de vinyle (PVC) Ces câbles spécifiques au palier 1 300 MWe, répondent à des spécifications anciennes (HN 33 S 24).

- A isolation sur **base de caoutchouc éthylène-propylène – EPR** - et gaine extérieure de **polyéthylène chlorosulfoné – CSPE** - du nom **d'HYPALON** (niveau de qualification K1).

### Câbles présents sur les 900 et 1 300 Mwé

**Quantitatifs** : Longueur de câbles sur un réacteur de 1 300 MWé :

- HTA EPR/HYPALON .....	<b>0,1 km</b>
- HTA PRC/PVC .....	<b>50 km</b>
- BT puissance EPR/HYPALON .....	<b>10 km</b>
- BT Puissance PVC/PVC .....	<b>300 km</b>
- Contrôle et mesure EPR/HYPALON.....	<b>30 km</b>
- Contrôle et mesure PVC/PVC .....	<b>800 km</b>

**On observe que 92 % des câbles d'un réacteur de 1 300 MW sont intégralement en PVC (1 100 km sur 1 190).**

### Modes de défaillances

Les modes théoriques sont une : augmentation de la résistance linéique, c'est à dire un frein à la circulation du courant ; une baisse de la résistance d'isolement ; mauvaise tenue du diélectrique.

- Ils peuvent être liés à une situation d'incident sans rapport avec l'état vieilli du câble

- agression physique : température, humidité, contact avec un produit chimique,
- agression mécanique par torsion, traction, écrasement, courbure excessive...
- exploitation inadaptée comme des surcharges, surtensions...

- Ils peuvent également être liés à une évolution des propriétés des matériaux caractérisant un vieillissement du câble parfois suite à des expositions précitées.

### Résistance linéique

L'augmentation peut provenir d'un mauvais dénudage des conducteurs qui a entraîné la rupture de brins conduisant à une baisse de section et entraînant un échauffement localisé avec une dégradation du PVC constituant l'isolant. Si le défaut n'est pas découvert, il peut y voir un **claquage de l'isolant. Cette situation correspond à un amorçage électrique entre un conducteur et la masse ou entre deux conducteurs.** Situation affirmée extrêmement rare par EDF, mais cette rareté affirmée n'enlève rien à la gravité de la menace.

**Résistance de l'isolant** : une baisse de la résistance de l'isolant sur les câbles de contrôle commande peut conduire à perturber l'information transportée. Pour les câbles de puissance, cela peut-être un signe précurseur de claquage. La surveillance des câbles K1 « EPR/ HYPALON » n'a pas montré de baisse de résistance d'isolement.

**Pour les câbles classés K3 avec un conducteur HTA des baisses d'isolement inexpliquées sont apparues sur des réacteurs en 2006.**

## Mécanisme de vieillissement

Le vieillissement d'un matériau est défini comme une altération lente et irréversible de ses propriétés résultant de son instabilité propre ou d'effet de son environnement.

**Le vieillissement chimique** peut concerner la structure des macromolécules ou des adjuvants.

**Le vieillissement physique** lié aux taux de contraintes internes, aux taux de cristallinité...

Pour ce qui est des polymères, les modifications structurales peuvent entraîner des **coupures** de chaînes ou des **soudures** de chaînes (réticulations)... Ces attaques seront désignées plus loin comme « dégradations ». Les matériaux organiques industriels sont des mélanges avec, en plus des polymères, des additifs ayant chacun un rôle spécifique : **ignifugeant, plastifiant, anti-oxydant, augmentation de volume...**

A travers leur interactions entre eux et le polymère, ces additifs agissent sur le processus de dégradation du matériau. La complexité de la compréhension du processus de dégradation d'un matériau organique est aggravée par le nombre de contraintes diverses : **thermique, irradiation, condition incidentelle ou accidentelle.**

EDF écrit : « *Même en cas de bonne connaissance de la réponse à chacune des contraintes prises séparément (ce qui est déjà rare) on ne saura pas pour autant conclure pour un matériau organique (\*) la dégradation liée à l'application de « n » contraintes conjointes ou successives n'est pas égale à la somme des « n » dégradations liées à chaque contrainte appliquée seule* »

(\*) Ndr : polymères

**C'est EDF qui l'a écrit, mais bien sûr, seulement en interne ! Le citoyen ne doit connaître cette information.**

Toujours en 2006, EDF écrivait que tous les modèles de dégradation étaient identifiés, à défaut d'être tous parfaitement modélisés et quantifiés.

L'électricien concluait que les études menées en interne ou en externe sur la durée de vie des câbles était basée sur une approche empirique ou semi-empirique permettant de décrire l'évolution d'une caractéristique physique du matériau prélevé sur le câble en fonction du temps.

Pour obtenir les paramètres fonctionnels du matériel, sur la base des conclusions des évaluations empiriques qui précèdent, EDF rajoute une nouvelle couche d'empirisme.

**De tout cet empilage d'empirismes, on peut affirmer que ces travaux n'ont aucune valeur scientifique<sup>(2)</sup>.**

### Étude de durée de vie

EDF a mené une étude de durée de vie des câbles de 1990 à 2000 en 4 grandes phases sur : les câbles PVC/PVC avec une méthodologie empirique ; les câbles K1 des réacteurs de 900 et 1 300 MW avec mise au point d'une méthode semi-empirique ; une adaptation et une application de cette dernière méthode aux câbles PVC/PVC ; et enfin la mise en œuvre de cette dernière méthode aux câbles K1 du palier N4 (Chooz et Civaux).

#### - a - Concernant les câbles K1 – EPR/HYPALON

les études ont été menées dans le cadre du prolongement à 40 ans et au-delà : un modèle de prédiction de durée de vie semi-empirique a été développé à partir de résultats expérimentaux. La démarche retenue s'est effectuée en trois étapes : **simuler** les vieillissements accélérés pour plusieurs conditions de températures et de débit de dose ; **identifier** les mécanismes de vieillissement mis en jeu ; **développer** des lois de comportement pour prédire la durée de vie en condition d'exploitation.

- **Le vieillissement accéléré** et mécanisme de vieillissement, réalisé sur la base de plusieurs couples de température et de débit de dose; mécanique : essai de traction qui conduit aux caractéristiques d'allongement et de contraintes à la rupture ; électrique : résistance d'isolement, rigidité diélectrique ; physico-chimique analyse par spectroscopie infra rouge à transformée de Fourier, taux de gonflement, analyse mécanique dynamique.

- **Loi de comportement : prédiction de la durée de vie**

**Résultats obtenus** : « *l'interprétation de l'évolution de propriétés du vieillissement a permis d'identifier les mécanismes prépondérants du vieillissement des matériaux entrant dans la constitution des câbles « EPR/HYPALON »* .

L'allongement à la rupture est la propriété sensible du vieillissement retenue pour la loi pour la construction sur le comportement.

**Pour EDF la courbe simulée d'allongement à la rupture démontre que le critère de fin de vie de 50 % d'allongement à la rupture absolue n'est pas atteinte à 50 ans.**

#### - b - Concernant les câbles PVC/PVC K3/K2

les essais en laboratoire de 1987 à 1993 ont porté : sur le taux de plastifiant ; sur la consommation de stabilisants thermiques ; sur l'allongement et a contrainte à la rupture ; sur la résistance d'isolement et la rigidité diélectrique.

**EDF affirme que la durée de vie des câbles est estimée à 50 ans, voire plus en dehors de « points chauds » particuliers.**

Le modèle semi-empirique pour ces câbles a été envisagé sur les données relatives à la propriété d'allongement à la rupture ainsi que sur les taux d'acide chlorhydrique dégagé à travers le dosage des ions chlorures au cours du vieillissement. La souplesse de ces câbles rigides est obtenue avec des plastifiants. Sous l'effet des températures, des radiations, etc..., on observe l'exsudation, phénomène qui définit la présence d'un des composant du câble à sa surface. Se superposent d'autres atteintes comme les réticulations à haute températures (changement de structures) déshydrochloruration (réaction auto-catalytique due à la chaleur, à la lumière ou à l'oxygène) .

**Selon EDF, les câbles en PVC présents sur ses réacteurs avec un taux de plastifiant à l'état neuf de 25 %, soumis aux contraintes précitées, ne connaîtraient pas de chute brutale de leur plasticité jusqu'à 60 ans...**

Dosage des ions chlorures réalisé avec une contrainte thermique puis une contrainte d'irradiation :

- **Contrainte thermique** : la perte d'acide chlorhydrique n'est pas associée aux températures d'exploitation, et, en conséquence, d'autres mécanismes sont en cause.

- **Contrainte d'irradiation** : le phénomène de déshydrochloruration est significatif : les simulations effectuées à 25 °C et 0,1 Gy/h montrent qu'après 50 ans, la valeur estimée de perte d'ions chlorures est estimée à 27 millimole/kg pour un critère de fin de vie du matériau à 50 millimole/kg de PVC, EDF poursuit :

**Les résultats de l'étude empirique évoquée plus haut montrent que la durée de vie des câbles PVC est de l'ordre de 50 ans au moins.**

### **Maintenance de câbles et Programmes de Base de Maintenance Préventive - PBMP -**

Cette maintenance des actionneurs en dehors des contrôles possibles et prévus dans ce cadre - visuels, électriques... - la mise en place de moyens d'anticipation était très peu envisageable à l'horizon de 5 ans.

### **Perspectives**

Selon ses démonstrations qui précèdent, EDF affirme qu'il n'est pas nécessaire d'envisager un recâblage complet pour aller à 50 ans voire plus. EDF poursuit sur le fait qu'un recâblage partiel, pour sa part, ne peut être à ce jour écarté suite à plusieurs particularités : des câbles se trouvent dans des conditions d'ambiance très contraignantes de température ou d'irradiation désigné sous l'appellation de « points chauds ». Ils se retrouvent également soumis à de fortes contraintes mécaniques liées à des courbures sévères. Des campagnes de mesures partielles ont été menées en 2004 durant un an sur St-Laurent B2. Elles ont fait ressortir une conception ou une formulation des matériaux inadaptée pour certaines catégories de câbles comme :

- les câbles HTA, présentent une baisse d'isolement lente depuis le début du lancement des réacteurs,
- certaines fabrications particulières de câbliers comme celles de Crosnes pour les câbles PVC/PVC.

**De tout ce paragraphe sur la durée de vie, EDF rassure systématiquement sur la tenue de tous ses câbles, suivant les types, à 50 ans, puis 50 ans au moins, 50 ans voire plus et enfin jusqu'à 60 ans !... mais selon EDF même, l'IRSN va modestement modérer cet enthousiasme de l'électricien :**

### **Points potentiellement fragiles relevés par l'IRSN dans le dossier d'EDF**

Note : **EDF affirme que les failles levées par l'Institut dans son travail ne le remettent pas en cause.**

Les tronçons de câbles étaient rectilignes ; le câble était complet avec la gaine extérieure sur toute la longueur. Deux questions sont soulevées par la réalisation de cette pratique ; les contraintes liées aux courbures de câbles qui peuvent représenter une contrainte supplémentaire pour le vieillissement ; les extrémités des câbles sont installées dans des boîtiers de raccordement sont sans revêtement de protection ce qui conduit à un vieillissement du à une présence d'oxygène supérieure aux conditions d'essais. Selon EDF, les essais suivant auraient intégrés ces conditions plus contraignantes.

### **Éléments de coûts et de délais de travaux de remplacements de câbles selon EDF**

- a - **Recâblage complet d'un réacteur** : pour un câblage à neuf, la durée est de 50 mois mais la phase de démontage est difficile à évaluer écrit EDF mais elle sera au moins aussi longue et compliqué que la phase de montage. Cependant, le recâblage peut s'effectuer simultanément au montage. EDF conclut qu'en tout état de cause les phases de démontage

prendront plusieurs mois qui se rajouteront à un délai déjà très long qui rend une opération de ce type extrêmement coûteuse.

**Coût** : les estimations ont été réalisées sur la base du cas le plus récent de Civaux avec une actualisation des prix qui correspond à **25 millions d'euros dont 1/3 pour les chemins de câbles et 2/3 pour les câbles**. Ce chiffre très minorant, puisqu'il ne prend pas en compte le démontage et les études qui y sont liées. Mais EDF dit n'avoir pas été plus loin car les coûts dimensionnants concernent la durée d'arrêt.

Il est vrai qu'avec le chiffre d'EDF de 1 million d'€ perdus par jour d'arrêt de réacteur, sur les 75 mois qui précèdent on tomberait à 2,25 milliards d'euros...

A titre de comparaison, l'EPR était annoncée à 3,3 milliards d'euros. Notons que ce coût est aujourd'hui évalué à 13,3 milliards d'euros et son absence de production sur dix ans suite aux retards peut se chiffrer, au tarif de 105 €/Mwh négocié pour Hinkley Point en Angleterre, à 12 milliards d'euros (1 650 Mwh x 24 h x 365 j x 10 ans x 0,8 [Coeff de production optimiste] x 105 €).

- **b - Recâblage partiel de réacteur** : le poids respectif des divers postes dépend du type de modification selon qu'il s'agit du remplacement d'une portion de liaison ou de plusieurs liaisons complètes - qu'il s'agisse de tirage de câbles ou de remplacement de chemins de câbles - qu'il s'agisse de remplacer de nombreux câbles en liaisons courtes ou très peu mais très longues.

Afin d'avoir de données comparatives, trois cas ont été étudiés :

- **tous les câbles du bâtiment réacteur** sont remplacés. L'estimation est de 10 M€ (Valeur à majorer, comme celles qui suivent de 19 % suite à l'inflation) avec un délai d'étude et de réalisation de deux ans,

- **ne sont remplacés que les câbles K1**. L'estimation passe alors à 18,5 mois pour 4 M€,

- **les câbles ne sont remplacés que sur une partie seulement puis épissurés** : entre 150 et 500 000 euros pour 12 à 13 mois

**Dans la tradition des précédentes études que nous venons de voir, EDF, affirme que toutes les analyses au niveau international valident le fait que les câbles des centrales atomiques vieillissent bien...** sauf que les trois études citées par l'électricien émanent d'opérateurs ou de promoteurs de l'atome : l'AIEA – le NEPO : « Nuclear Energy Plant Optimization » - et le NMAC : « Nuclear Maintenance Application Center. » Cependant, comme nous le verrons dans le paragraphe suivant, l'AIEA, quelques années plus tard, donne une autre version moins optimiste de la tenue des câbles des réacteurs.

EDF reconnaît cependant que cette conclusion globale présente des points discutables :

- les approches Arrhenius - Petite précision sur la loi d'Arrhénius : elle émane de Svante Arrhenius qui a proposé, en 1887, la théorie de la dissociation électrolytique suivant que les milieux soient acides ou basiques - ont une représentativité limitée parfois contestable dans certains cas,

- la prise en compte du facteur « irradiation » est très sommaire car, par exemple, les répercussions liées au temps d'exposition, au débit de dose, et au mécanisme spécifique de dégradation conséquence du rayonnement ne sont pas intégrées,

- la politique de prélèvements, mise en œuvre parfois, suivie d'essais de vieillissement accéléré n'apporte pas de réelle réponse dans la mesure ou les conclusions qui en sont tirées reposent exactement sur la même démarche que celle des démonstrations initiales : par exemple la méthode Arrhenius, et est donc entachée des mêmes erreurs.

### Points chauds

- **l'existence de points chauds** – Un point chaud désigne la contrainte environnementale comme la température ou l'irradiation ayant un effet accélérateur sur le vieillissement. Elle est avérée dans un nombre significatif de locaux sur chaque réacteur,

- remplacement des câbles en privilégiant, chaque fois que c'est possible, un remplacement de la seule partie du câble concerné,

- coût financier modéré avec un temps de mise en œuvre limité dans le temps,

- événement de probabilité élevée selon EDF.

Note : comme nous le verrons dans la suite du document, devant l'ampleur des travaux à réaliser sur les câbles, EDF nous paraît évaluer son devoir d'intervention sur la base de son estimation de la probabilité de survenue des problèmes.

- « point dur » : une difficulté peut apparaître suite à une obsolescence sur des câbles qualifiés entraînant des coûts et des délais supplémentaires liés à la qualification de nouveaux câbles.

**Les groupes industriels de la chimie procèdent à des rationalisations et restructurations de plus en plus fréquentes et ne donnent aucune garantie sur la pérennité de leurs produits. Le domaine des câbles ne représentant qu'une faible part de leur marché, les câbliers ne peuvent que suivre la situation.**

**La seule parade possible consiste à avancer suffisamment dans la compréhension des mécanismes de**

**dégradation des matériaux de câbles pour faire évoluer les pratiques de qualification afin de les rendre plus rapides et moins coûteuses.**

### **Contraintes locales de pose**

Les contraintes mécaniques locales liées aux courbures des câbles installés entraînent une dégradation supplémentaire des matériaux.

### **Remplacement des câbles sur de courtes longueurs,**

- coût financier modéré avec un temps de mise en œuvre sans impact sur la durée des arrêts,
- la probabilité de survenue de ce problème est moyenne selon EDF,

### **Formulation et conception du câble**

Une famille de câbles d'un câblage présente un problème de formulation conduisant à un phénomène générique de vieillissement accéléré,

- remplacement de tous les câbles concernés,
- un travail important de recensement et d'identification de toutes les liaisons concernés sur les réacteurs,
- des quantitatifs plus importants avec un impact plus important sur la durée des arrêts en fonction de la longueur des câbles à changer,
- la probabilité de survenue de ce problème est considérée très faible par EDF.

### **Résultat des études de recherche et développement**

Si les résultats de R&D invalident les conclusions des dossiers actuels,

- **option A** remplacement de tous les câbles K1 et K3 avec la capacité d'EDF de démontrer qu'il est possible de fonctionner avec les autres câbles dans un état dégradé. Coûts 4 M€,
- **option B** : remplacement de tous les câbles suite à l'échec de l'option A. Son coût est estimé à 10 M€ et sa survenue est d'une probabilité très faible toujours bien sûr selon EDF.

### **Arrêt des études de recherche et développement**

- EDF décide d'arrêter les études,
- poursuite des études empiriques et intégration du retour d'expérience,
- aucune visibilité pour EDF et aucune capacité d'anticipation,

#### **un risque très important d'apparition de ce problèmes :**

s'il y a problème avéré dans des temps courts ; phénomène d'effet falaise non anticipé ;

l'impact sur la disponibilité de l'ensemble des réacteurs peut-être très forte. **Il s'agit d'un scénario de rupture.**

**Selon la note d'EDF, la probabilité est impossible à estimer car elle dépend uniquement de la politique interne à EDF.**

### **Position de l'Autorité de Sûreté nucléaire selon EDF**

**L'ASN durcit sa position et rejette les démonstrations d'EDF avec une probable demande de mise en place de qualification progressive par prélèvement réguliers sur site,**

- poursuivre et approfondir des études de compréhension des phénomènes de vieillissement des matériaux organiques et de ce qui fait résultat pour un câble afin de consolider les démonstrations. EDF précise :

*- « Prévoir en anticipation un dialogue renforcé en amont avec l'IRSN (actuellement difficile compte tenu de l'attitude de l'IRSN instruisant systématiquement « à charge » sans réel échange technique)  
Proposer en parade une politique de surveillance préventive sur site plus systématique. »*

- Du fait qu'EDF situe la probabilité de durcissement de la position de L'ASN sur un niveau moyen semble indiquer que l'électricien croit toujours en son pouvoir d'enfumage de l'autorité...

### **Conclusion selon EDF**

L'analyse présentée dans cette note fait ressortir le besoin d'études, appuyées sur des avancées de recherche et développement pour conforter définitivement les conclusions du « DAPE câbles électriques » : « DAPE » signifie Dossiers d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation.

**EDF affirme que les conclusions actuelles, à conforter, ne font pas apparaître un besoin de recâblage complet des réacteurs pour aller à une durée de 50 ans et plus.**

Une estimation de l'impact d'un recâblage partiel a été faite. Elle montre, en fonction des hypothèses retenues, le coût des éventuelles opérations qui pourraient être nécessaires.

Une synthèse Événement/option/conséquences identifie les principaux risques et parades possibles avec leurs limites ainsi qu'une estimation de la probabilité d'apparition.

### **- III.2.3 - Évaluation et gestion du vieillissement des câbles dans les centrales nucléaires selon l'AIEA en 2012** <sup>(4)</sup>

Il s'agit de l'initiative de recherche sur l'énergie nucléaire « États-Unis-Euratom Collaboration, Méthodes électriques avancées pour le câble Gestion à vie. »

En 2012, l'AIEA a produit un rapport à partir des acquis des 15 dernières années sur les grandes lignes pour la qualification et la gestion du vieillissement des câbles dans les installations nucléaires. C'est bien évidemment la prolongation de la durée de vie des centrales qui a suscité des préoccupations dans l'industrie nucléaire et les organismes de réglementation quant aux qualités des câbles qui devraient contribuer à atténuer les conséquences potentielles d'un accident de dimensionnement.

**Notons que pour les situations hors dimensionnement il n'en est bien sûr pas question dans le document puisque, dans ce cas là, c'est juste « sauve qui peut » comme l'avaient démontré les ingénieurs d'Areva qui avaient quitté précipitamment la centrale de Fukushima pour l'Europe quelques heures après la survenue de la catastrophe.**

L'AIEA indique que les centrales nucléaires étaient autorisées à être exploitées pendant une période pouvant aller jusqu'à 40 ans. L'Agence précise que les opérateurs du nucléaire « ayant fait passer » cette durée à 60 ou peut-être même 80 ans, **cela soulève des questions quant à savoir si les câbles peuvent être laissés en service pendant des périodes plus longues que celles prévues au départ.**

Des propos de l'AIEA, il semble que la décision des industriels de prolongation ait été prise unilatéralement. L'Agence reconnaît également l'existence d'une prévision « de départ » même si précédemment elle l'a déjà fait passer dans son langage des 25/30 ans initiaux à 40 ans ! Et, comme on va le voir un peu plus loin, ce n'est pas fini.

Optimiste, l'Agence précise que, « *heureusement, de nouvelles techniques ont été mises au point pour aider l'industrie nucléaire à déterminer l'état des câbles et à vérifier que ceux jugés importants sont toujours fiables ou s'ils doivent être remplacés* ». Comme on vient de le voir dans le paragraphe précédent, le remplacement de câbles, selon EDF, ne se ferait pas sans problème. De plus, il était considéré, lors du lancement du programme nucléaire civil, comme infaisable sur les plans techniques et financiers.

Selon l'AIEA, les développements se révèlent nécessaires dans trois domaines distincts :

- les processus de qualification, y compris les essais en laboratoire avant l'installation ainsi que les mesures prises après l'installation pour vérifier le comportement adéquat des câbles pendant l'exploitation de la centrale et en cas d'accident de dimensionnement;

- la prolongation de la durée de vie des câbles à l'appui des activités actuelles et futures de renouvellement des permis. **Étrangement, l'AIEA rajoute « qui exigent que les centrales nucléaires existantes soient exploitées pendant au moins 80 ans" (Sic);**

- la gestion du cycle de vie des câbles, qui comprend des méthodes pouvant être utilisées pour déterminer le rendement des matériaux d'isolation des câbles ou pour tenter de déceler les problèmes dans les conducteurs des câbles.

L'Agence précise que le rapport est principalement consacré à la gestion du vieillissement des matériaux d'isolation des câbles mais que les conducteurs, les connecteurs, les épissures, les pénétrations et les dispositifs d'extrémité, qui sont collectivement appelés le système de câblage, sont également traités « dans une certaine mesure » dans ce rapport.

La simulation de l'effet de l'exposition aux conditions de température de la centrale et aux conditions de température post-accidentelles étaient basées sur l'équation d'Arrhenius (Voir p 37) pour le vieillissement accéléré pour une durée de vie de 40 ans.

**L'AIEA précise que les câbles ont été jugés qualifiés pour une durée de vie de 40 ans sans condition de suivi. Un peu plus loin, on verra l'agence extrapoler les marges connues de prolongation de la durée de vie pour une période supplémentaire de dix ans ou plus, c'est à dire 50 ans ou plus.**

#### **Sur les marges de sécurité**

Ces marges préoccupent l'AIEA car elle ont été utilisées à tort par le passé, dans quelques cas qui suivent :

- lorsque les essais séquentiels se sont révélés non conservateurs,
- les valeurs de l'énergie d'activation utilisées dans l'équation d'Arrhenius couvraient un large éventail de valeurs qui pouvaient entraîner des résultats imprécis en matière de vieillissement thermique,

- la dégradation des matériaux de câble en polymère est principalement un processus d'oxydation, or, la restriction d'oxygène modifiera la dégradation de vieillissement observée. Les petites chambres d'essai d'Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) peuvent se trouver privées d'oxygène après les quelques heures qui suivent l'essai, ce qui fausse l'évaluation de la dégradation ultérieure de l'équipement.

- La dose de rayonnement opérationnelle et accidentelle qui a été administrée à l'échantillon sous forme de dose totale intégrée dans la durée de l'essai : or, dans ce cas, les doses de rayonnement sont administrées à un taux élevé, la plupart des dommages se limitent à la surface extérieure du polymère, ce qui permet de conserver la zone intérieure assez intacte.

## Pré-vieillessement des polymères semi-cristallins

Le vieillissement thermique de la plupart des polymères suit un comportement de type Arrhenius, c'est-à-dire que le vieillissement augmente avec la température, et le taux de vieillissement est donné par l'équation d'Arrhenius.

**Pourtant un comportement de type non-Arrhenius a été observé** dans certains polymères semi-cristallins utilisés dans les câbles. Les polymères semi-cristallins tels que le polyéthylène réticulé (XLPE) ont un point de fusion cristallin dans la région de 90-120 °C. Au delà de 120 °C des essais, le polyéthylène réticulé serait plus amorphe que semi-cristallin.

**Comme ce matériau est généralement utilisé dans les centrales nucléaires à des températures inférieures aux valeurs de simulation de vieillissement, l'équation d'Arrhenius ne peut pas être utilisée pour prédire le vieillissement opérationnel.** Le comportement non-Arrhenius est aussi souvent associé à des températures proches de la température ambiante : **en clair la dégradation est pire à des températures inférieures à 90 °C, c'est à dire celles qui règnent dans les centrales nucléaires.** Ceci est dû au fait qu'une certaine " auto-guérison " se produit dans le polymère en raison de la mobilité accrue des chaînes dans les régions cristallines à des températures légèrement élevées.

Dans les matériaux PVC, la perte de plastifiant est le mécanisme dominant à basse température, mais l'évolution de l'acide chlorhydrique (HCl) domine à des températures supérieures à 70°C.

**L'équation d'Arrhenius ne peut également pas être appliquée.**

L'AIEA indique quelques points majeurs :

- tous les câbles âgés de 40 à 60 ans devraient être considérés comme ayant atteint la fin de leur durée de vie utile, à moins de prouver le contraire.

- dans la mesure du possible, les câbles en PVC, même si leur niveau de dégradation est faible, ne devraient pas être envisagés pour la prolongation de leur durée de vie en raison de leur risque d'incendie.  
**Les pénétrations de câbles contenant du PVC ne devraient pas être utilisées pour le remplacement.**

## Incertitudes

La simulation des effets du vieillissement constitue une partie importante de la qualification, et les incertitudes dues à l'utilisation du vieillissement accéléré doivent être prises en compte. Les principales sources d'incertitudes dans les essais de câbles sont l'oxydation limitée par diffusion, les effets de débit de dose, l'application du modèle d'Arrhenius, les limitations des valeurs d'énergie d'activation, les effets synergiques et le problème complexe des simulations des accidents de perte de réfrigérant primaire ou de rupture de ligne de vapeur principale.

**Des données récentes ont montré que, pour la plupart des polymères, le vieillissement simultané par rayonnement et le vieillissement thermique produisent des effets de synergie qui réduisent la durée de vie qualifiée par rapport au vieillissement séquentiel.**

Le vieillissement, dans le pire des cas, devrait être retenu pour assurer un essai de qualification précis et fiable.

Pour le vieillissement des câbles, un débit de dose élevé peut entraîner une dégradation hétérogène, où la couche de surface est entièrement oxydée mais où les couches internes ont été soumises à des niveaux d'oxydation plus faibles. Les failles dans l'applicabilité du modèle d'Arrhenius ont été vues précédemment, mais l'utilisation d'une énergie d'activation précise est essentielle.

**Lorsque l'équation d'Arrhenius utilise une énergie d'activation imprécise ou une température trop élevée, l'impact sur l'évaluation du vieillissement thermique peut être important.**

Une source importante d'incertitude dans la simulation d'accidents peut être l'oxygénation limitée de la chambre d'essai : en effet, cette chambre de pression est généralement relativement petite, et l'oxygène présent au début de l'essai est rapidement consommé, de sorte que les étapes ultérieures de l'essai sont réalisées en l'absence d'oxygène.

**L'application de marges peut se révéler insuffisantes pour couvrir toutes ces incertitudes, de sorte que la durée de vie prévue peut être fautive.**

Ainsi, l'AIEA recommande d'effectuer une surveillance continue supplémentaire de l'environnement des câbles et de son vieillissement, sur des échantillons prélevés en usine ou sur des échantillons de dépôt.

## Critères d'acceptation

Ces critères doivent être définis de manière détaillée dans le plan de qualification. Les critères sont généralement les valeurs limites des propriétés au-delà desquelles le degré de détérioration est considéré comme réduisant la capacité du câble à résister aux contraintes rencontrées en service normal, pendant et après les accidents. Les critères d'acceptation doivent être, d'une part, suffisamment conservateurs pour couvrir suffisamment les marges et les incertitudes et, d'autre part, ils ne doivent pas être trop exigeants pour donner des résultats inutilement négatifs. Les critères d'acceptation doivent être définis avant le début de l'essai de type et, pendant la qualification, tous les critères choisis doivent être satisfaits. Pendant la qualification, un certain nombre de propriétés fonctionnelles sont testées.

L'étendue des propriétés mesurées et leurs critères d'acceptation peuvent varier et sont généralement basées sur l'application spécifique du câble à la centrale nucléaire. Les paramètres les plus fréquemment testés sont la résistance d'isolement, les essais de résistance à la tension et les propriétés mécaniques. D'autres propriétés (par exemple la capacité, l'atténuation et/ou la propagation du signal) peuvent également être mesurées. Une analyse d'ingénierie doit être utilisée pour justifier les caractéristiques critiques pour des applications spécifiques à la centrale nucléaire.

## Tests d'induction d'oxydation

Dans la plupart des polymères, un grand nombre des processus dominants associés au rayonnement et à la dégradation thermique sont contrôlés par l'oxydation. C'est pourquoi la plupart des polymères contiennent des antioxydants (parfois appelés anti-radicaux libres) dans leur formulation. Pendant l'exposition aux radiations et aux conditions de vieillissement thermique, les antioxydants agissent comme des capteurs de radicaux.

## Pratiques recommandées

Un certain nombre de pratiques recommandées ont été élaborées pour la qualification environnementale des câbles et pour la gestion de leur vieillissement.

**Il est très important de préserver les spécifications des câbles affirme l'AIEA, normalement acquises lors de l'achat des câbles, pendant la durée de vie d'une installation, généralement plus de 40 ans.**

Les modifications de conception et les activités de maintenance sont susceptibles de modifier le parc de câbles d'origine de l'installation ou son acheminement.

Les évaluations du vieillissement des câbles sont essentielles pour les opérations de prolongation de la vie utile et nécessitent des informations sur les types de câbles, les matériaux et les emplacements.

Sans traçabilité de ces informations, l'évaluation de la prolongation de la durée de vie devient très difficile pour les câbles. **Souvent, les fabricants de câbles d'origine n'existent plus, et ces informations ne sont pas disponibles à partir de sources autres que les documents d'approvisionnement d'origine.**

## Inspection et entretien

### Identification des points chauds

La principale préoccupation est liée au fait que le câble finirait par tomber en panne à l'endroit du point chaud beaucoup plus tôt que prévu. Les points chauds doivent être correctement identifiés et la cause doit être corrigée ou le câble remplacé ou réparé. Les méthodes de surveillance des conditions électriques montrent un certain potentiel pour l'identification de la présence de points chauds le long du câble en détectant une dégradation localisée du câble. Des essais périodiques des câbles in situ peuvent permettre de déterminer leur emplacement avant que la dégradation ne devienne trop grave.

### Surveillance de l'environnement

L'obtention d'une connaissance détaillée de la température et du débit de dose est une partie essentielle d'un programme de gestion du vieillissement des câbles.

Une autre approche de la gestion du vieillissement, utilisée dans plusieurs pays, consiste à gérer l'environnement auquel les câbles sont soumis. Cet environnement d'exploitation normal du câble pourrait être modifié en ajoutant un blindage supplémentaire contre la chaleur ou le rayonnement ou en améliorant la ventilation pour réduire l'impact du vieillissement opérationnel et prolonger la durée de vie du câble. Des réacheminement de câbles ont également cours afin d'éviter les zones à fort rayonnement.

## Nouvelles centrales nucléaires

Comme cela n'est pas l'objet de cette synthèse consacrée à la prolongation des réacteurs, nous ne retiendrons que l'interdiction de certains types de câbles pour les nouveaux réacteurs qui sont pourtant présents dans tous les 58 réacteurs actuels :

**les nouvelles installations de centrales nucléaires en Europe ont des restrictions importantes sur l'utilisation de certains éléments chimiques dans le cadre des exigences européennes comme la quantité d'halogènes à 200 parties par million. D'autres concernent des éléments tels que le soufre, le zinc, le plomb, le mercure et l'amiante.**

**Compte tenu des risques d'incendie associés au PVC - émission de fumée, produits de dégradation corrosifs -, même les formulations les plus modernes de ce PVC, qui ont amélioré la résistance au feu, ne devraient pas être envisagées pour une utilisation dans les nouvelles installations.**

### **Base de données sur le vieillissement des câbles**

Les effets du vieillissement, en particulier la dégradation des matériaux, ont été constatés dans le monde entier et progressivement depuis le début de l'exploitation des centrales nucléaires. On s'attend à ce que la dégradation des matériaux se poursuive à mesure que les centrales vieillissent et que les permis d'exploitation sont prolongés. La fissuration par corrosion sous contrainte (Stress corrosion cracking) et la dégradation de l'isolant des câbles ont fait l'objet du projet de vieillissement des câbles. Dans ce domaine, plusieurs pays se sont joints au projet pour partager les connaissances, établir une base de données complète sur les principaux phénomènes de vieillissement, constituer une base de connaissances dans ces domaines en compilant et en évaluant systématiquement les données et les informations recueillies, et identifier les bonnes pratiques. Le projet a porté sur l'élaboration d'une base de connaissances et de pratiques louables qui portent sur des éléments communs à la gestion du vieillissement et à l'atténuation des défaillances des composants et des câbles, notamment : l'étude des effets du vieillissement, l'étude des mécanismes de défaillance, l'atténuation des facteurs d'influence, la prévision des conditions de remplacement, l'évaluation de la sûreté des composants, les essais de qualification et les essais d'évaluation de la compatibilité électromagnétique.

### **Conclusion de l'AIEA**

Le présent rapport fournit une évaluation complète des méthodes de qualification, des facteurs de stress liés au vieillissement et des techniques de surveillance des conditions pour les câbles basse tension qui ont des applications importantes dans les centrales nucléaires. L'accent a été mis sur les câbles qui jouent un rôle dans la sûreté des réacteurs. Par exemple, les câbles instrumentation et contrôle jouent un rôle majeur dans l'exploitation et la sûreté des centrales nucléaires et sont donc mis en évidence dans le présent rapport. Le vieillissement de l'équipement, la prolongation de la durée de vie et l'exploitation à long terme ont été parmi les raisons qui ont stimulé la rédaction du présent rapport. Les questions spécifiques qu'il soulève sont les suivantes :

Des sujets de préoccupation ont été identifiés dans le cadre du processus de qualification et, pour y répondre, des recommandations spécifiques ont été formulées :

- le mauvais usage des marges quand les essais séquentiels se sont révélés non conservateurs ;
- le manque d'oxygène dans les simulations d'accident de dimensionnement ;
- le débit de dose de rayonnement ;
- la mauvaise application de l'équation d'Arrhenius ;
- le comportement des polyéthylènes réticulés en dehors de l'équation d'Arrhenius ;

**Note : on remarque que parmi les problèmes soulevés ici par l'AIEA, on n'en retrouve qu'un dans l'analyse d'EDF à la page 34, celui posé par la mauvaise application de la loi d'Arrhenius.**

Un guide étape par étape des processus requis pour la qualification est établi.

La qualification de la surveillance en utilisant une combinaison de surveillance de l'environnement et de surveillance de l'état des câbles pour maintenir la qualification environnementale est discutée :

- Un résumé et les caractéristiques d'une large gamme de techniques de surveillance de la situation des câbles qui pourraient être utilisées est présentée. Il n'y a pas de technique qui couvre toutes les situations mais un nombre d'entre elles ont montré

Les principaux aspects d'un programme de gestion de la qualité sont présentés - Les considérations relatives à la gestion du vieillissement des câbles sont discutées, y compris : la gestion des câbles pour la prolongation de la durée de vie ; le développement de la qualification environnementale pour les centrales sans qualification environnementale existante ; les câbles en dehors des environnements difficiles ; les pratiques recommandées pour les centrales existantes et nouvelles.

**Pour l'AIEA, le vieillissement des câbles a été identifié comme l'une des questions les plus importantes en relation avec la gestion de la durée de vie des centrales et la prolongation de la durée de vie.**

Pour l'Agence, le présent rapport arrive à point nommé car il servira à éclairer les fabricants de câbles, les services publics et les concepteurs de nouveaux réacteurs sur la façon dont les câbles peuvent être qualifiés pour une exploitation de longue durée. L'AIEA rajoute qu'il permet de savoir ce qui doit être pris en compte pour assurer la fiabilité des câbles tout au long de leur durée de vie utile.

## - III.2.4 - Examen de la fissuration par corrosion sous contrainte/fatigue<sup>(5)</sup>

### Modeling for Light Water Reactor Cooling System Components

#### En 2012 aux États-Unis

Pour cette période, il y a eu une augmentation du nombre de centrales nucléaires demandant un renouvellement de licence : cette demande consistait à obtenir un permis d'exploitation supplémentaire de vingt ans. Ce processus serait cher et prendrait environ quatre ans.

La catastrophe de Fukushima, avec la perte des sources électriques a montré l'importance des câbles.

Dans ce cadre, durant 4 années, sous la direction de Nicola Bowler, un groupe de recherche du « *Materials Science and Engineering* » (MSE) « *d'Iowa State University College of Engineering News* » a étudié les mécanismes de vieillissement de l'isolation des câbles des centrales nucléaires. Si d'autres financements parviennent au laboratoire, les études continueront 3 années de plus. L'équipe de chercheurs diversifiée et interdisciplinaire a étudié la façon dont l'isolation des câbles en polyéthylène réticulé (XLPE) vieillit dans les centrales nucléaires.

Dans la lettre de novembre 2018<sup>(7)</sup>, le « *Light water reactor sustainability* » (LWRS), l'auteure, N. Bowler indique que, **sur de longues périodes de service, l'isolation par les gaines en plastique se dégradent en raison d'un environnement de service complexe et agressif qui inclut des températures élevées et des rayonnements gamma.** La professeure indique que, dans une centrale nucléaire standard, il y a environ 1 000 km de câbles d'alimentation, d'instrumentation et de commande dont l'intégrité est nécessaire à l'exploitation sûre du réacteur.

Le groupe qu'elle a dirigé s'est interrogé sur la durée de vie des câbles dans cet environnement hostile.

**Il s'est également interrogé sur la qualité des matériaux des câbles qui ont été fabriqués et mis en œuvre il y a plus de quarante ans !**

Son travail s'est appuyé sur deux autres travaux importants du MSE dans le domaine du vieillissement des polymères financés par la NASA et « *The Boeing Company* ». Le travail a porté sur les préoccupations liées au vieillissement des polymères en ce qui concerne la transmission des signaux et les catastrophes qui peuvent survenir si les câbles n'assurent plus leurs fonctions. L'équipe de recherche comprenait 5 étudiants du « MSE », auxquels se sont rajoutés un autre groupe d'étudiants de l'État de l'Iowa et un deuxième chercheur du « *Pacific Northwest National Laboratory* » (PNNL) ainsi que deux docteurs.

#### Des tests pour des prospectives

L'équipe de recherche a commencé à tester des matériaux en polyéthylène réticulé (XLPE) constituant la gaine de certains câbles.

**Après exposition aux conditions dans les centrales nucléaires qui provoquent le vieillissement, comme une température élevée et le rayonnement ionisant, les polymères se dégradent plus rapidement.**

Le groupe a étudié les mécanismes du vieillissement à travers des simulations au PNNL. De forts facteurs de stress ont été appliqués aux câbles, jusqu'à 25 jours, pour atteindre un degré de vieillissement estimé équivalent à celui de câbles de 40 ans dans un réacteur typique. Une fois les échantillons vieillis, l'étape suivante a consisté à concevoir différentes méthodes d'inspection de l'isolation des câbles puisque les isolants conduisent l'électricité quand ils se dégradent. Suite aux avancées techniques d'exploration, N. Bowler continuera de s'associer à des entreprises d'inspection pour transférer la technologie à un instrument d'essai commercial afin de faire progresser les contrôles de câbles dans la pratique.

- **Le premier objectif du projet était d'élaborer des modèles de vieillissement du matériel,**  
- **le deuxième objectif était d'identifier les indicateurs clés du vieillissement et,**  
- **le troisième était d'appuyer les activités non destructives pour évaluer l'état des matériaux constitutifs des câbles. Les résultats ont montré que la perte diélectrique augmente presque linéairement avec le temps de vieillissement pour les échantillons vieillis en présence de rayonnement gamma. La détection capacitive est donc un outil prometteur pour l'évaluation non destructive de l'état des matériaux isolants.**

Des expériences de vieillissement dans lesquelles l'environnement de la centrale nucléaire est simulé pour vieillir les échantillons ont été menées au « *Pacific Northwest National Laboratory* ». De forts facteurs de stress ont été appliqués aux câbles en relativement peu de temps (jusqu'à 25 jours) pour atteindre un degré de vieillissement, considéré comme similaire par les chercheurs, à celui des câbles de 40 ans dans une centrale nucléaire typique. Une fois les échantillons vieillis dans différentes conditions, ils ont été renvoyés dans l'État de l'Iowa. Le groupe a étudié les mécanismes de vieillissement des polymères au moyen de plusieurs expériences de caractérisation des matériaux et des propriétés mesurées des câbles qui pourraient être de bons indicateurs non destructifs de leur état de vieillissement.

Une fois les essais terminés et les propriétés des matériaux évaluées, l'étape suivante a consisté à intégrer deux ingénieurs électriciens pour concevoir différentes méthodes d'inspection de l'isolation des câbles.

La capacité et le facteur de dissipation sont souvent bien corrélés à l'état vieilli du câble. Ce sont les propriétés électriques du polymère.

**Les isolants commencent souvent à conduire l'électricité quand ils se dégradent.**

Le fait que les propriétés d'un bon isolant commencent à changer au fur et à mesure que le matériau vieillit, montre que ces matériaux peuvent être testés à partir de mesures électriques.

### - III.2.5 - Lettre d'information LWRS ( Light Water Reactor Sustainability) <sup>(6)</sup>

- Numéro 7 - novembre 2018

« Modèles avancés pour l'évaluation non destructive des câbles vieillissants des centrales nucléaires »

De Nicola Bowler Université d'État de l'Iowa et Leo S. Fifield Recherche sur les matériaux Pathwa

Ce projet universitaire sur l'énergie nucléaire était directement lié aux objectifs du programme LWRS résumé dans le précédent paragraphe à travers plusieurs objectifs.

**Le premier était de développer** des modèles avancés et validés reliant les changements micro-structuraux et chimiques dus à l'exposition des polymères d'isolation des câbles à la chaleur et aux rayons gamma. Ce travail a été consacré aux changements observables des propriétés physiques, mécaniques et électriques.

Les chercheurs affirment que le modèle est amélioré par rapport au précédent dans lequel la concentration de sites de scission à long terme continuait d'augmenter.

A l'observation des résultats sur la figure 4 traduite ci-dessous, le résultat paraît étonnant, en effet à 2 000 heures, la concentration de l'isolant en oxygène se situe à un niveau de 5,7 mole/m<sup>3</sup> dans la nouvelle étude par rapport aux 17,5 des anciennes. Une page de résultat aussi large pose la question de la validité des études...

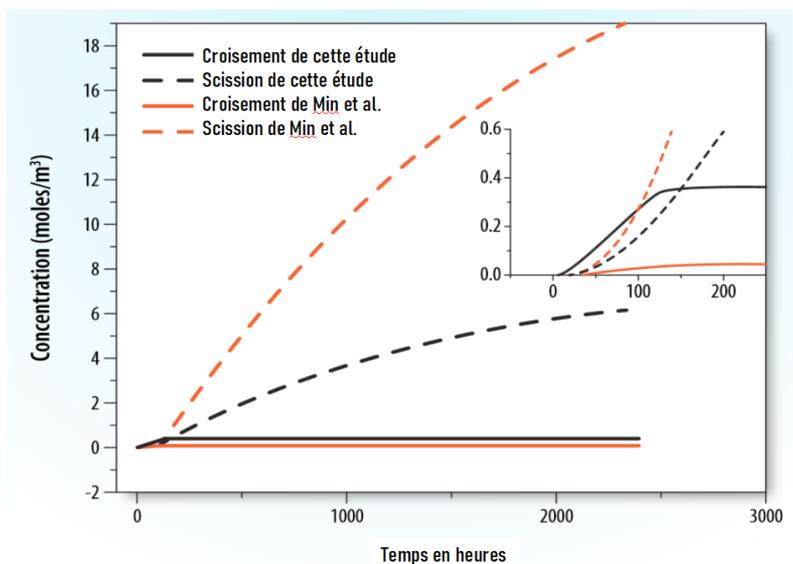


Figure 4. Comparaison des modèles cinétiques présentés dans cette étude et de ceux rapportés par Min et al. (7) pour la concentration en oxygène dans des échantillons de polyéthylène vieillissants avec un rayonnement gamma à un débit de dose de 100 Gy/h pendant 5 jours. L'encadré montre les points de croisement des modèles.

**La deuxième était d'identifier**, à partir de ces informations, les indicateurs les plus sensibles des changements micro-structuraux et chimiques des polymères. Les phénomènes ont été abordés de deux manières différentes selon que les données étaient ponctuelles ou spectrales. Dans le cas de données ponctuelles, l'informatique des matériaux (analyse multivariée) a été utilisée pour trouver les indicateurs clés de la dégradation des XLPE vieillissants. Plusieurs types de données qui avaient été mesurées sur l'ensemble de l'échantillon ont été analysés : perte de masse, allongement à la rupture, module du pénétrateur, densité de masse et temps d'induction de l'oxydation. Parmi ceux-ci, il a été déterminé que les modèles d'analyse de régression multiple fournissaient un résultat satisfaisant pour prédire le résultat des mesures du temps d'induction de l'oxydation sur des échantillons de XLPE. Pour ces derniers, les températures d'exposition et les conditions de vieillissement par rayonnement étaient connues et se situaient dans les limites des conditions de rayonnement étudiées ici.

**Le troisième objectif du projet** est de soutenir l'évaluation non destructive de l'état du matériau du câble. Il a été abordé en effectuant des mesures des paramètres diélectriques du polymère qui peuvent, en principe, être effectuées de manière non destructive sur des câbles en service à partir d'un capteur capacitif approprié. Les résultats ont montré que la perte diélectrique augmente de façon presque linéaire avec le temps de vieillissement pour les échantillons vieillis en présence de rayonnement gamma, comme le montre la fig.5.

Nous avons tracé sur cette figure une verticale, à partir de l'utilisation la plus courante à 50 /60 hertz avec 20 jours d'irradiations : dans ces conditions cela donne une augmentation de la valeur de tangente et de fait une augmentation de la conductivité de l'isolant... le contraire de ce qui est recherché pour un isolant : son niveau est 2,6 fois supérieur à ses propriétés initiales du diélectrique (passage de 0,7 à 1,8).

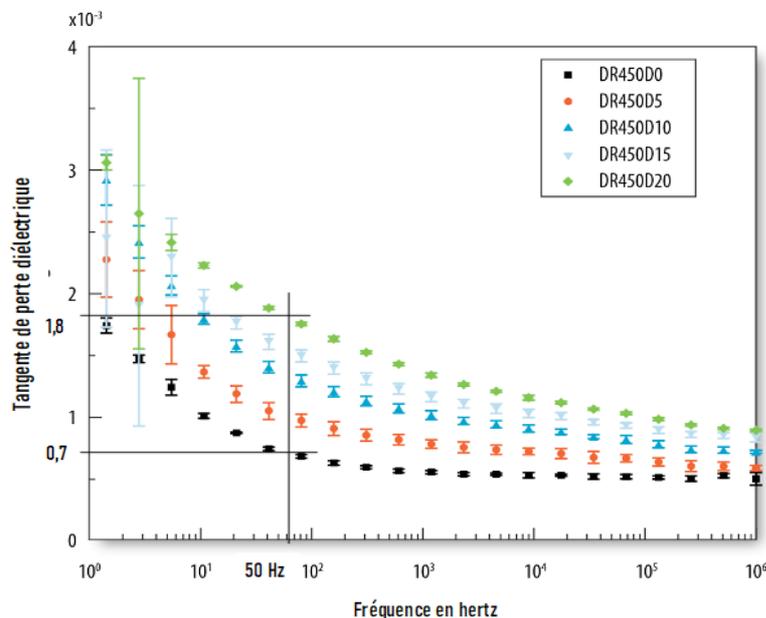


Figure 5. Tangente de perte diélectrique en fonction de la fréquence pour des échantillons de XLPE vieillis à 90°C avec un rayonnement gamma à un débit de dose de 450 Gy/h, pendant 0, 5, 10, 15 et 20 jours.

Les chercheurs affirment que ce travail permet à l'industrie nucléaire de mieux comprendre les mécanismes de dégradation des câbles sur des types d'isolants courants. Ils précisent que cela a permis d'identifier des mesures clés et des techniques de surveillance potentielles pour l'évaluation de la durée de vie des câbles. Ils rajoutent que l'effort de collaboration découlant de ces travaux se poursuit par le développement des techniques de modélisation et de surveillance pour l'évaluation de l'isolation des câbles sous l'égide d'une initiative internationale. Il y a une collaboration entre les États-Unis et Euratom, à travers le projet : "Méthodes électriques avancées pour la gestion de la durée de vie des câbles."

L'étude concernant les câbles que nous venons de résumer fait suite à une autre du même organisme vue précédemment qui en annonce encore une nouvelle... et pendant ce temps les réacteurs tournent avec 92 % des câbles aujourd'hui interdits dans les nouvelles installations nucléaires à cause des risques d'incendie associés aux isolants en PVC. En prime il y a des émissions de fumées et des produits de dégradation corrosifs. Comme nous l'avons vu, l'AIEA rajoute que, même les formulations les plus modernes de ce PVC, avec une résistance au feu améliorée, ne devraient pas être envisagées pour une utilisation dans les nouvelles installations.

Les spécialistes précisent que l'application de marges peut se révéler insuffisantes pour couvrir toutes les incertitudes, de sorte que, la durée de vie prévue peut être fautive.

**En résumé, des câbles prévus pour 25/30 ans en sont à 35 ans en moyenne en France. Comme les contraintes physiques auxquelles ils sont soumis accélèrent leur vieillissement : la logique aurait voulu que le temps de fonctionnement soit réduit, mais c'est la décision inverse de prolongation de service qui a été prise !**

### - III.2.6 - Histoire cachée d'un incendie étatsunien grave survenu sur des câbles <sup>(8)</sup>

Les problèmes d'incendies sur les câbles à travers la France et les États-Unis, comme déjà mentionné plusieurs fois dans ce document pour d'autres composants, peuvent se consulter sur le site « accident partout » du Réseau Sortir du nucléaire.

Nous concluons ici cette rubrique sur les câbles à travers une description d'un problème donnée par Grégory Jadzko. Ce dernier fut directeur de la NRC, autorité de sûreté nucléaire américaine entre 2009 et 2012.

Son livre s'intitule « Confessions d'un régulateur malhonnête », Chez Simon & Schuster. Il n'a pas été traduit de l'anglais, mais avec ce titre on ne s'interroge pas pourquoi. Grégory Jadzko nous apprend la survenue d'un accident grave :

Le 22 mars 1975, quelques mois seulement après que la Commission de réglementation nucléaire soit officiellement devenue le « chien de garde » de la sûreté nucléaire du pays, les travailleurs de la centrale nucléaire de Browns Ferry effectuaient des réparations sur certains joints de pénétration. Ils travaillaient dans la salle de dispersion des câbles, lieu proche de la salle de contrôle. Cet endroit regroupe tous les câbles qui se connectent aux différents instruments, moteurs, pompes et autres équipements mécaniques et électroniques de la centrale. Un incendie dans cette salle pourrait neutraliser tous les composants éloignés de ce lieu.

### **C'est ce qui est arrivé avec l'incendie survenu à Browns Ferry.**

Les travailleurs cherchaient une éventuelle fuite dans les murs séparant le réacteur du public. Pour déterminer l'emplacement d'un éventuel courant d'air à même de servir de voie d'évacuation pour des matières radioactives toxiques. Un technicien a tenu une bougie aux endroits susceptibles de comporter des trous pour observer les éventuels vacillements de la flamme qui aurait indiqué une légère brise de l'air venu de l'extérieur. Pendant cet examen de faible technicité, le technicien a tenu la bougie trop près d'un câble voisin ; son isolant a commencé à brûler. Au cours des heures suivantes, le feu a couru le long des câbles comme une traînée de poudre vers un bâton de dynamite, à la manière représentée dans un dessin animé. **Le feu a détruit de nombreux systèmes de sécurité du réacteur mais également ceux d'un second réacteur dont les câbles partageaient cette salle de distribution.** Comme le feu a brûlé l'isolant des câbles, les conducteurs métalliques se sont retrouvés dénudés à proximité les uns des autres. Des courts-circuits s'en sont suivis qui ont désactivé des équipements vitaux pour la sûreté.

Il a fallu des heures aux ingénieurs et aux opérateurs de la centrale pour déterminer la meilleure façon d'arrêter l'incendie. Cette confusion a fait perdre un temps précieux ce qui a permis à l'incendie de se répandre. L'électricité et l'eau ne faisant pas bon ménage, les opérateurs craignaient que l'eau utilisée pour éteindre les flammes ne réagisse avec les fils dénudés. Ils ont quand même fini par utiliser de l'eau et le feu a été éteint, mais pas sans avoir causé des dommages importants aux systèmes vitaux de la centrale alors que le feu n'avait progressé que sur une courte distance. Les systèmes de refroidissement de secours primaires ont été rendus inutilisables et la centrale a été arrêtée durant plus d'un an.

### **Références câbles**

- (1) <https://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Aktis/Scientific-Technical-Reports/STR-2002/Documents/Chap01art3GB.pdf>
- (2) Établi à partir du dossier durée de vie 40/60 ans des câbles de la division systèmes électriques en 2006 d'EDF
- (3) <https://www.asn.fr/Controler/Actualites-du-controler/Lettres-de-suite-d-inspection-des-installations-nucleaires/Respect-des-engagements242>
- (4) <https://www.iaea.org/publications/8753/assessing-and-managing-cable-ageing-in-nuclear-power-plants>
- (5) <https://pdfs.semanticscholar.org/e62f/b68aaf730844694573785c8a7a84e7a62d67.pdf>
- (6) [https://lwrs.inl.gov/Newsletters/LWRS\\_Newsletter\\_Nov\\_2018\\_Issue27.pdf](https://lwrs.inl.gov/Newsletters/LWRS_Newsletter_Nov_2018_Issue27.pdf)
- (7) D. Min, S. Li, N. Hirai et Y. Ohki, "Modeling of oxidation process and property changes of ethylene-propylene-diene copolymer", IEEE Trans. Dielectr. Electr. Insul. vol. 23, n° 1, p. 537-546, février 2016.
- (8) <https://www.dianuke.org/confessions-of-a-rogue-nuclear-regulator-excerpts-from-the-latest-book-by-former-us-nrc-chief-gregory-jaczko/>

## **- IV - Les composants qui ne seront changés qu'à la découverte des problèmes**

Comme nous avons pu le voir dans des pages qui précèdent, nous sommes ici dans une situation très difficile pour EDF puisque dans ce cas de figure, le problème survient par surprise. Nous avons également vu que le travail d'EDF est un jeu d'équilibriste qui consiste à estimer ce qui statistiquement mérite de passer du temps d'arrêt pour contrôler et ce qui doit être ignoré.

La perte brutale et aléatoire de très grosses unités de production électriques constitue une épée de Damoclès qui menace l'approvisionnement électrique. Mais il y a bien pire comme menace, c'est celle de problèmes qui conduiraient à mettre en péril le refroidissement du combustible avec la survenue d'accidents. Et là, la liste des problèmes graves déjà survenus sur les centrales nucléaires est très longue.<sup>(1)</sup>

Nous citerons quelques exemples qui entrent dans ce cadre de problèmes majeurs :

- **Des tuyauteries primaires de certaines parties du circuit primaire fragilisées**

L'IRSN nous explique que ces tuyauteries sont en acier inoxydable austénoferritiques moulé. On retrouve des failles proches de celles des cuves énoncées précédemment. Au début des années 1980, il a été constaté que ces produits moulés présentaient un vieillissement thermique après un maintien de longue durée à la température de service du circuit primaire. **La dégradation des propriétés mécaniques du matériau qui en résulte est un durcissement et une fragilisation progressive.** Elle a été attribuée à, « une démixtion du chrome », situation où le chrome cesse d'être bien distribué dans l'acier comme il l'était à l'origine, par précipitation ou par décomposition « spinodale » ainsi qu'à une précipitation dans la ferrite d'une phase intermétallique riche en nickel et en silicium.

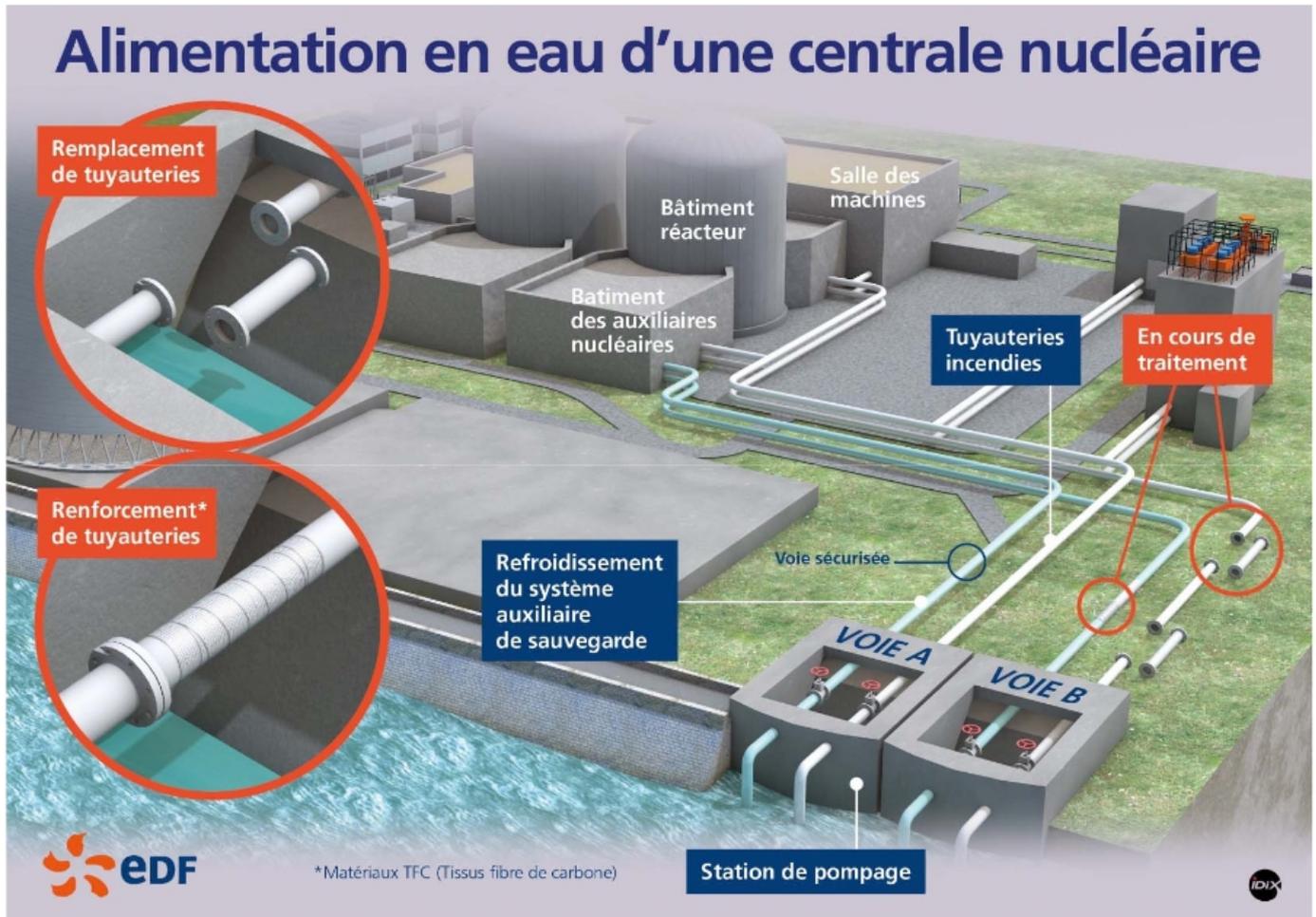
**Écrit plus simplement, la déstructuration de l'acier lui fait perdre son élasticité** – les métallurgistes appellent cela la « **transition d'un mode ductile vers un mode fragile dit par clivage** » - et l'acier, comme pour les cuves, peut se rompre brutalement sans avoir besoin de beaucoup d'énergie ce qui constitue une menace terrible et redoutée pour les appareils sous pression... d'autant qu'il s'agit de risques de dispersons de matières radioactive dans l'environnement.

Pour apprécier le comportement de pièces vieilles en présence de défauts de fabrication de fonderie ou envisagés dans les études de sûreté comme la présence de fissures, l'IRSN nous explique avoir développé et utilisé des modèles numériques. Un modèle de mécanique de la rupture dit « par approche locale » a été développé et mis en œuvre pour faire des calculs de prédiction de l'amorçage et de la propagation de fissures dans des éprouvettes. **Même si l'IRSN affirme que ces simulations rendent compte de manière satisfaisante de la dispersion de la ténacité du matériau et de sa résistance à la propagation de fissures, on reste, ici encore dans un monde totalement théorique.**

- Une alimentation en eau de refroidissement découverte fortement dégradée sur 20 réacteurs en octobre 2017<sup>(2)</sup>

Le problème a été classé au niveau 2 de l'échelle INES.

Sur le schéma d'EDF qui suit, nous pouvons observer la découverte de ce défaut grave qui affecte les circuits de refroidissement des réacteurs. On voit sur cette représentation d'EDF que le terme de rafistolage est tout à fait approprié.



Une centrale nucléaire dispose d'une station de pompage qui approvisionne en eau l'ensemble de l'installation grâce à l'eau de mer ou du fleuve avoisinant.

#### Document EDF

- Quelques données sur ce type de problème de refroidissement survenu aux États-Unis :

- en mars 2019 à Brunswick<sup>(1)</sup> l'urgence a été déclarée suite à une fuite non identifiée sur le circuit de refroidissement du cœur. Son niveau était supérieur à 2,5 m<sup>3</sup>/h alors que le réacteur était à pleine puissance. L'arrêt du réacteur a alors été engagé mais l'opérateur a également reçu une alarme suite à une augmentation de la pression dans le sécheur.

- en octobre 2017 à Peach Botton<sup>(2)</sup> sur le réacteur n°3, une fuite a été identifiée sur une soudure de la ligne de piquage de la pompe de recirculation. Avant l'arrêt du réacteur, ce taux était de 41 litre par heure sur cette soudure de piquage de 2,54 cm de diamètre.

#### Référence composants qui ne sont changés que lorsqu'ils défilent

<sup>(1)</sup> <https://www.sortirdunucleaire.org/France-Anomalie-generique-Le-refroidissement-des-reacteurs-ne-sera-plus-assure-en-cas-de-seisme-important>

<sup>(2)</sup> <https://www.sortirdunucleaire.org/Nucleaire-des-accidents-partout>

## - V - Observation de la prolongation du fonctionnement de réacteurs américains -

### Une référence technique américaine sur le vieillissement des réacteurs

Comme cinquante quatre de nos réacteurs sur cinquante huit en fonctionnement sont sous licence américaine Westinghouse, il est important d'avoir un retour de ce qui se passe en Amérique, et ce, d'autant que les réacteurs américains ont, à ce jour, une moyenne de fonctionnement de 40 ans, soit 5 ans de plus que les réacteurs français<sup>(1)</sup>. L'observation fine de l'Amérique atomique devrait permettre d'avoir une vision globale de ce qui devrait survenir très bientôt chez nous : vision seulement globale puisque, en plus des caractéristiques techniques communes à tous les réacteurs, se rajoutent pour chacun d'entre eux un propre « vécu » suivant leurs localisations ainsi qu'un vieillissement souvent prématuré suite :

- à des dégradations et oxydations importantes comme au Blayais suite aux inondations de 1999,
- à un fonctionnement dit en « *suivi de réseau* », très usant, ou la puissance du réacteur est variable en fonction de la demande et gérée directement par le distributeur de courant électrique comme à Golfech 1,
- à de très fortes accélérations ou décélérations de puissance ne respectant pas les prescriptions de conception : « *le circuit primaire est prévu pour résister, sans dommage, à 200 montées en température à la vitesse de 56 °C/h* » (degré Celsius par heure). (Source : Techniques de l'Ingénieur)  
etc...

### Données sur le vieillissement en Amérique

Fin 2015, Richard Martin, rédacteur en chef de la revue « *Massachusetts Institute of Technology technology review* »<sup>(1)</sup> s'interrogeait pour savoir **à partir de quel âge un réacteur était devenu trop vieux pour fonctionner.**

Il indiquait que l'autorité américaine, la NRC, avait une pratique qui consistait à accorder de nouveaux permis aux centrales qui avaient perdu leur permis d'exploitation initial. En effet, les centrales étasuniennes étaient autorisées à l'origine pour 35 à 40 ans d'exploitation, soit dix ans de plus qu'en France et, actuellement, le NRC délivre de nouveaux permis par tranches de 20 ans, **tout en affirmant que les centrales pourront continuer à fonctionner pendant 60 ou même 80 ans.**

**Pourtant M. Martin reconnaît lui-même que l'exploitation de centrales nucléaires vieillissantes bien au-delà de leur durée de vie prévue initialement augmente le risque de défaillances, de fuites et d'accidents.** Il indique même que les commissaires de la NRC ont rejeté, en 2014, une recommandation de leur propre personnel technique demandant que les règles actuelles de renouvellement des permis soient révisées pour tenir compte des préoccupations croissantes autour du passage de 60 à 80 ans. Comme le régime réglementaire existant n'était pas touché, les électriciens ont pu demander sans problème un deuxième renouvellement de leurs licences d'exploitation.

Pour Richard Martin, le problème avec les arrêts de réacteurs nucléaires qu'il considère **motivés par l'argent**, c'est qu'ils ne tiennent pas compte du coût de remplacement de cette énergie par d'autres formes de production. Les services publics américains ne peuvent pas remplir leurs obligations de réduction des émissions dans le cadre du Clean Power Plan de l'EPA. Jacopo Buongiorno, directeur du « *Center for Advanced Nuclear Energy Systems* » du MIT, affirme que si ces centrales ferment, « *nos objectifs de réduction des émissions iront à la poubelle* ».

Pour lui et ses collègues toute voie future énergétique devait inclure l'énergie nucléaire pour limiter les émissions de gaz à effet de serre. Richard Martin regrettait que l'industrie américaine aille en sens inverse avec la fermeture d'une capacité totale de 12 gigawatts d'ici 2025 qui engendrerait, selon lui, 67,3 millions de tonnes supplémentaires de dioxyde de carbone par an.

On remarque qu'il est étonnant de voir des scientifiques de haut niveau ne pas prendre du recul nécessaire pour s'apercevoir que le nucléaire est tellement marginal dans la consommation finale d'énergie mondiale, qu'il sera dans l'incapacité de sauver la planète du réchauffement climatique. Le rédacteur en chef de la revue du MIT reconnaît que la combinaison du gaz naturel bon marché avec la baisse de la demande d'électricité a rendu les vieilles centrales nucléaires relativement peu rentables : la faiblesse de la demande, les coûts d'entretien élevés et la concurrence du gaz naturel bon marché se combinent pour rendre moins attrayant le maintien en service de vieilles centrales nucléaires.

### Référence observations américaines

<sup>(1)</sup> <https://www.technologyreview.com/s/544211/how-old-is-too-old-for-a-nuclear-reactor/>

## Malgré le laxisme de la NRC, la dure réalité affecte le nucléaire étasunien

Des réacteurs dont les licences couraient encore pour des années ont été arrêtés suite à une rentabilité insuffisante avec des coûts de maintenance et d'entretien trop importants pour pouvoir être payés par la vente d'électricité.

On citera FitzPatrick de l'électricien Entergy, qui a fermé, non pas à cause de problèmes techniques, mais parce que la centrale **perdait de l'argent** : un analyste « d'UBS Securities » avait calculé que FitzPatrick perdrait environ 40 millions de dollars en 2016. Entergy pour sa part a déjà annoncé la fermeture de deux autres réacteurs déficitaires en Nouvelle-Angleterre.

**A Three Mile Island, site rendu célèbre par la fusion du cœur du réacteur n°2 le 28 mars 1979, le réacteur n°1 vient d'être définitivement arrêté le 21 septembre 2019.** Est-ce un problème de non rentabilité économique comme annoncé officiellement ou plutôt une menace liée à la montée du niveau des eaux ? On est en droit de s'interroger puisque New-York, proche du site nucléaire, est en train de tenter de faire face à cette menace de montée des eaux à grands frais.

**Et pourtant, grâce à la NRC, la licence de fonctionnement du réacteur de Three Mile Island n°1 courrait jusqu'en... 2034. Comme évoqué précédemment, le problème financier n'existe pas en France puisque, quel que soit le coût, le contribuable assure systématiquement le financement sans qu'EDF n'ait le moindre compte à lui rendre. La Cour des comptes, pour sa part, continuera la dénonciation des dérives mais sans vraiment d'effet concret. Dans tous les cas on voit mal comment la situation pourrait continuer encore longtemps.**

Toujours aux États-Unis, des réacteurs sur lesquels des travaux ont été effectués avec remplacement de matériaux neufs défectueux ont également été définitivement arrêtés : ce sont les deux réacteurs de San Onofre suite à l'échange de générateurs de vapeur (G.V.) neufs, fabriqués par le japonais Mitsubishi avec des milliers de tubes qui se sont fissurés: les affaires actuelles autour des mauvais taux de carbone de pièces massives ou celles de failles graves dans la réalisation de soudures sur les G.V. chez Framatome montrent que la France n'est pas seule à ne plus maîtriser l'élaboration de pièces majeures pour les réacteurs atomiques. A noter que des réacteurs français, comme à Blaye en Gironde, sont équipés de générateurs de vapeur de chez... Mitsubishi, mais la responsable de l'ASN de Bordeaux, Anne Cécile Rigail, interrogée par nos soins après cette opération énorme, nous rassurait sur l'état de ces générateurs de vapeur qui présentaient un taux de défaillance dans les standards de ceux habituellement remplacés sur les réacteurs français.

## - VI - La France atomique phosphore en études multiples et pourtant... -

la France possède une longue expertise en matière nucléaire



★ Soixante et onze ans après la divergence de la première pile atomique française Zoé, la connaissance de la physique, de la chimie, de la dégradation des matériaux liée à l'irradiation, à la pression et à la température qui règne dans les réacteurs... tout est parfaitement documenté en France. Si on rajoute le croisement des données internationales accessibles depuis l'ère Internet, il n'existe quasiment plus de points d'ombre en matière d'utilisation de l'atome. Devant la répétition de questions auxquelles l'IRSN a déjà répondu il y a fort longtemps, on est en droit de s'interroger pour savoir si l'objectif de l'Institut ne serait pas de continuer à phosphorer à travers une infinité d'études dilatoires pour survivre à la tempête financière et technique qui affecte aujourd'hui le secteur atomique... permettant ainsi à EDF de continuer son business atomique. Pourtant l'Institut n'a pas besoin de cette activité pour exister : il lui suffit de contrôler la montagne de problèmes laissée tout au long de son parcours par la filière atomique française... à moins, bien sûr, que l'État ne décide de laisser tout cela à l'abandon comme nous le vîmes il y a cinq ans en Grande Bretagne sur le site de stockage de déchets radioactifs haute activité vie longue en piscines à Sellafields <sup>(1)</sup>

(1) <https://www.theguardian.com/environment/2014/oct/29/sellafield-nuclear-radioactive-risk-storage-ponds-fears>

## - VII - Des d'«Incidents » minimisés -

Déjà l'appellation sibylline d'incident, dans la quasi totalité des problèmes qui sévissent sur les réacteurs, rend un résumé succinct systématiquement rassurant des problèmes qui se sont déroulés. Pour donner un niveau de gravité aux événements, une échelle INES ( International Nuclear Event Scale) est utilisée – voir plus haut page 5 – Il y a fort longtemps, lors d'une CLI à Golfech, le rédacteur avait fait remarquer à la DRIRE de Bordeaux, ancêtre de l'ASN, qu'il n'avait rien compris au résumé qu'avait réalisé EDF sur un problème qui avait touché la centrale. Le responsable de cet organisme répondit en filigrane : je vous rassure, nous non plus et c'est pour cela qu'il va y avoir des explications.

Comme nous l'avons vu tout au long de ces pages, le Réseau Sortir du nucléaire réalise depuis 9 ans un site « Accident partout » qui répertorie les problèmes qui surviennent au niveau mondial.<sup>(1)</sup> Son objet est précisé en entête : « *En dehors de catastrophes telles que celles de Tchernobyl et de Fukushima, les médias ne relaient pas, ou peu, les incidents et accidents qui surviennent régulièrement au sein des installations nucléaires dans le monde. Cette page a pour but de pointer du doigt le risque nucléaire à travers les différents continents en vous présentant une liste la plus exhaustive possible des événements nucléaires dans le monde entier.* »

Nous prendrons ici un exemple sur la base de données internes, qui ont encore fui de chez EDF. Nous allons voir, comment un incident survenu à Nogent sur Seine, énoncé comme banal, cachait en réalité une situation grave. Sans l'information d'une source anonyme interne, jamais nous n'aurions soupçonné un tel niveau de dégât. Voici ce qu'en disait l'ASN : « *Réacteurs 1 et 2 : Inondation des salles des machines -[...] - Nogent sur seine – EDF Le 18 février 2006, l'Autorité de sûreté nucléaire a été informée par EDF qu'un incident est survenu sur la centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine (Aube). Publié le 13/03/2006* ».



En réalité, la dalle en béton de 50 cm a été soulevée par la pression de l'eau de refroidissement du réacteur qui s'est échappée de tuyaux sous la salle des machines. **Elle circule là à 79 200 m<sup>3</sup> par heure !** Vous pouvez retrouver l'analyse complète de ce document sur le site du Réseau Sdn<sup>(2)</sup>

**En plus des atteintes génériques, comme chacun des réacteurs atomique français a été affecté ses propres problèmes incidentels, accidentels ainsi qu'à diverses atteintes spécifiques, EDF nous doit la fourniture des carnets de « santé » très précis de chacun de ses réacteurs. Il faut trouver les moyens de contraindre l'électricien à fournir ces pièces fondamentales.**

(1) <https://www.sortirdunucleaire.org/Nucleaire-des-accidents-partout>

(2) [https://www.sortirdunucleaire.org/IMG/pdf/Nogent\\_-\\_inondation\\_2006\\_Schemas\\_et\\_photos.pdf](https://www.sortirdunucleaire.org/IMG/pdf/Nogent_-_inondation_2006_Schemas_et_photos.pdf)

## - VIII - Quand le politique maintient la France dans une voie atomique criminelle



Comment pouvoir laisser fonctionner des outils dangereux dont les composants essentiels, bien que prévus pour une durée de fonctionnement de 25/30 ans par leurs concepteurs, ont subi un vieillissement accéléré qui a encore fortement réduit ces prévisions ? On a pu voir que ce sont les contraintes terribles **qui règnent dans les centrales nucléaires qui ont diminué cette longévité comme des températures de plus de trois cent degrés ; des pressions jusqu'à 150 fois la pression atmosphérique ; des rayonnements ionisants intenses qui dégradent tout.**

Comme décrit tout au long de ce document, le résultat est :

- la perte d'élasticité de tous les aciers entraînant la menace permanente de leur rupture,
- la dégradation de tous les composants depuis les bétons de gros œuvre jusqu'à la plus petite vis du cœur,
- l'apparition de multiples fissures de toutes formes de toutes dimensions, y compris dans des zones inattendues.

**Comment EDF pourrait elle être autorisée à faire fonctionner des réacteurs au-delà de 40 ans quand les industries traditionnelles, y compris la chimie, limitent à 25/30 ans la durée de leur installation afin de bénéficier d'outils de productions rentables et sûrs ? Elles ne sont pourtant pas, contrairement au nucléaire, accablées par des mêmes énormes terribles contraintes précitées.**

Le titre de ce paragraphe, qui peut paraître fort aux lecteurs prenant ici la lecture de ce document sans avoir pris connaissance des paragraphes précédents, s'appuie sur une citation de Théodore Monod qui évoquait la force de frappe : « **La préparation d'un crime est un crime** ». Nous lui empruntons ses mots au sujet du nucléaire civil. En effet la prolongation du fonctionnement de réacteurs, comme nous venons de le voir, obsolètes, aux marges de sécurité réduites à néant, la volonté de poursuivre la construction de nouveaux réacteurs avec leurs nouveaux cortèges de déchets éternels que nous laisserons en héritage à nos descendants sans avoir l'ombre d'une solution pour les en protéger... constitue bien un crime. Le nucléaire civil fait partie des constructions humaines qui, par ses rejets chroniques de radioactivité à travers tout son cycle de la mine aux déchets en passant par les centrales de production d'électricité nucléaire, provoque des lésions et mutations aléatoires irréversibles des ADN de toutes les espèces vivantes exposées à ses rejets radiotoxiques à travers le monde entier.

**L'arrêt du fonctionnement des réacteurs ne pèse rien par rapport** à la menace de dispersion massive, vaste et soudaine de radioéléments suite à une catastrophe atomique : comme déjà noté en introduction, en 1979, Three Mile Island fût le siège d'un des premiers accidents atomiques avec fusion du cœur sans rupture de la cuve qui était neuve, a coûté aux Etats-Unis la bagatelle du prix de construction de tout le parc nucléaire américain, juste pour l'assainissement de la centrale d'Harrisburg et la mise à niveau de tout le « parc » suite au retour d'expérience de l'accident.

Pour la catastrophe de Tchernobyl, le coût pour l'ex-Union Soviétique, a été évalué à 3 fois la totalité des bénéfices commerciaux enregistrés par l'exploitation de toutes les centrales nucléaires soviétiques entre 1954 et 1990, soit 36 ans.<sup>(1)</sup>

En rajoutant à ces deux catastrophes les coûts de celle de Fukushima, la facture déjà payée et celle à venir ont définitivement enterrée financièrement l'aventure atomique civile.

De tout ce qui précède, **toute personne qui contribue consciemment à la poursuite et au développement de l'atome civil et militaire** devient, de fait, un acteur de la préparation d'un nouveau crime contre l'humanité... et nous devons le mettre au pied du mur de sa responsabilité. Des suicides de responsables de la chaîne atomique en ex-Union Soviétique ou au Japon, suite à la perception terrible de leur responsabilité, ne répareront rien du monstrueux préjudice causé.

Mais qui sont ces personnes ?

**Référence du politique qui maintient la France...**

<sup>(1)</sup> D'après Énergie et Sécurité n° 15.

## **- IX - Petit tour des responsables de la continuation du crime nucléaire -**

Au sommet de la pyramide des responsables et coupables du rafistolage intensif et de la volonté de création de nouveaux réacteurs atomiques on pourrait placer les industriels : ce sont ceux des forges, des mines, des turbines... En France, le programme nucléaire, mis en place sans débat démocratique, est le fait d'industriels qui ont placé, en 1974, Valéry Giscard d'Estaing, énarque passé par Polytechnique, à la présidence de la République française<sup>(1)</sup>. Il ne faut pas occulter une partie modeste des militaires que la dissuasion nucléaire fait encore rêver.

Quarante trois ans plus tard, nous vivons une situation qui rappelle singulièrement cette époque mais en plus fastueux encore : « La finance et l'industrie ont consacré gracieusement l'équivalent de dizaines de millions d'euros pour la promotion d'E. Macron, sommes qui ne figurent dans aucun compte de la campagne présidentielle.

Ce cadeau comprend de nombreux publi-rédactionnels, de reportages glamour en couvertures de journaux à papier glacé et de nombreux articles dans des revues sectorielles (finance, économie, investissement, géo-politique, etc...) favorables au candidat. On compte près de 10 000 articles. Dévouement ultime totalement désintéressé, Bernard Arnaud qui ne l'avait jamais fait auparavant, a rédigé une tribune dans son journal Les Échos pour aider Macron contre Marine Le Pen. » (Hubert C et <sup>(2)</sup>)

Avec E. Philippe comme premier ministre, ancien dirigeant d'Areva, l'histoire de la prolongation du nucléaire français est scellée.

Sur cet étage politique, nous trouvons l'Assemblée Nationale et le Sénat qui avaient été « oubliés » dans la course à l'atome civil dans les années soixante dix et qui, aujourd'hui, affichent une servitude quasi totale à l'atome. Divers « spécialistes » au Sénat, à l'Assemblée comme messieurs Birraux, Bataille,... ce sont fait un nom à servir et huiler la machine atomique à travers des rapports très fouillés. Grâce à ces institutions, EDF et l'État imposent leur choix énergétiques... Les politiques constituent donc le deuxième étage de la pyramide. Dans la continuité du diktat atomique, le « Monde » du 14 octobre 2019 nous informait que l'État et EDF venaient de signer un accord pour la construction de 6 EPR.

Viennent ensuite, au troisième étage de la pyramide, les spécialistes du nucléaire pilotés par la Société Française de l'Energie Nucléaire. Ces derniers agissent sur tous les étages supérieurs déjà vus ainsi que sur ceux qui suivent. Pour les lecteurs qui ne connaîtraient pas le pouvoir de cette hydre de promoteurs de l'atome ils peuvent se forger une idée sur le site dédié à la bande dessinée « Nuage sans fin ». <sup>(3)</sup>

Ce sont enfin des physiciens qui gèrent le capital atomique contre vents et marées en compagnie d'universitaires. Ces scientifiques produisent autour de tous les sites nucléaires des études très sophistiquées qui montrent que l'activité nucléaire, à travers ses rejets chroniques dans l'eau et dans l'air, n'a jamais d'impact sur la faune et la flore. Nous en avons fait plusieurs démonstrations depuis des décennies dans le journal "Stop Golfech."

Sensiblement au même niveau de la pyramide que les physiciens, viennent des personnels de L'IRSN. Alors que leur fonction première, financée par le contribuable, est de protéger les citoyens, ces spécialistes produisent le meilleur et souvent le pire comme nous avons pu le voir dans leurs études ci-dessus. En se remémorant que l'IRSN est un organisme issu du croisement du tristement célèbre SCPRI (Service Central de Protection des Rayonnements Ionisants) qui avait géré l'omerta sur la catastrophe de Tchernobyl avec l'Institut de Protection et de Sécurité nucléaire (l'expert sur la question de l'exposition des êtres vivants aux radiations) une suspicion de vassalité de l'IRSN à l'atome se fait jour. Dans tous les cas, les membres de l'IRSN, ont partagé leurs cursus de formations dans les mêmes écoles que leurs homologues opérateurs du nucléaire. Cela est peu propice à une liberté de penser. Une tacite complicité règne entre ces organismes. On a pu remarquer, suite aux recherches effectuées pour réaliser ce document, que ce problème de consanguinité ne se limite hélas pas à la France et que les tenants de l'atome font également la loi aux États-Unis.

Enfin, l'étage majeur de la pyramide est constitué par l'Autorité de Sécurité nucléaire. Le dit Gendarme a une mission extrêmement difficile : il doit en effet trancher sur le fonctionnement de réacteurs dont il connaît l'état avancé de dégradation tout en ayant le revolver d'EDF sur la tempe qui lui rappelle sans cesse les « un million d'euros par jour perdu » suite à la mise à l'arrêt d'un seul réacteur. Cela aboutit souvent à des avis alambiqués de cet organisme. C'est peut-être cela qui est à l'origine de décisions peu courageuses de l'ASN, alternées avec d'autres qui le sont beaucoup plus.

Dans les courageuses décisions, on peut citer l'arrêt temporaire des réacteurs du Tricastin menacés par les eaux, l'arrêt définitif de l'usine ATPU dédiée au plutonium située sur une faille sismique, l'arrêt des réacteurs de Flamanville suite aux défauts qui affectaient les groupes diesels de secours, l'exigence de refaire les soudures sur les conduites primaires principales de l'EPR, etc...

Dans les décisions inadmissibles on note l'autorisation de fonctionner pour des réacteurs aux générateurs de vapeur, aux

enceintes défaillantes, à des réacteurs dont l'ancien directeur de l'Autorité, André Claude Lacoste affirmait qu'aucun des 57 réacteurs en service en France ne recevrait de première autorisation de mise en service suite aux prescriptions réglementaires actuelles. Pour nous qui sommes exposés au risque nucléaire, aucun passe droit n'est admissible dans ce domaine et ce louvoiement est inacceptable.

En 1996 on pouvait lire dans La Recherche n° 286, sous la plume d'Hélène Crié : « *l'hypothèse de l'accident nucléaire est acceptée par les autorités, et l'on s'y prépare* ».

Vingt quatre ans plus tard, le Réseau Sortir du nucléaire vient de nous apprendre que l'ASN avait franchi un nouveau terrible pas en considérant que l'on était entré dans la phase post accident (4). Cette hypothèse avait été servie depuis longtemps par les commissions locales d'information mais la voir apparaître dans les préceptes de l'ASN est intolérable.

Alors enfin nous voici, nous citoyens, situés au dernier étage de la pyramide et écrasé par cet édifice que nous finançons par l'impôt : nous seuls pourrions et devrions faire entendre raison à tout ces décideurs autistes.

### Références des responsables

- (1) [www.nuagesansfin.infop52](http://www.nuagesansfin.infop52)
- (2) <https://www.les-crisis.fr/emmanuel-macron-un-putsch-du-cac-40-par-aude-lancelin/>
- (3) <https://nuagesansfin.info/wp-content/uploads/2016/04/Annexe-Sfen.pdf>
- (4) <https://post-accident-nucleaire.fr/>

## - X - Épilogue -

Alors bien sur, comme à l'accoutumé, les tenants du nucléaire objecteront à cette synthèse d'avoir une origine antinucléaire qui discrédite son contenu. Pourtant, ce document ne s'appuie que sur des pièces provenant de la planète atomique dont certaines bien dissimulées. Ces personnes opposent des critiques très souvent sans fondement scientifique envers ceux qui les mettent à nu. Comme dans beaucoup d'autres domaines (amiante, pesticides, OGM... ) ils n'imaginent même pas qu'il y a bien longtemps que les citoyens se sont aperçus de leurs mensonges et ne leur font plus confiance malgré les titres dont ils peuvent se draper... si parfois il leur arrive de dire la vérité, il ne sont plus entendus car ils sont devenus de simples spécialistes au service de l'atome, incapables de prendre le moindre recul.

Nous avons fait un tour du délabrement de l'ensemble des éléments composants les réacteurs atomiques : des cuves fissurées aux aciers devenus rigides, des générateurs de vapeur en bout de course avec des tubes fragilisés et, pour certains GV neufs qui ont été remplacés, des défauts de fabrication avoués qui ramènent ces monstres métalliques à un état de fragilité similaire à celui des cuves précitées.

Un autre point majeur concerne les câbles : **en effet 92 % d'entre eux sur nos réacteurs sont totalement en PVC (page 33) et, âgés de 40 à 60 ans : l'Agence Internationale à l'Énergie Atomique** affirme qu'ils devraient être considérés comme ayant atteint la fin de leur durée de vie utile, à moins de prouver le contraire (page 39). L'Agence précise, même si son propos n'est pas d'une fermeté absolue, que, dans la mesure du possible, les câbles en PVC, même si leur niveau de dégradation est faible, ne devraient pas être envisagés pour la prolongation de leur durée de vie en raison de leur **risque d'incendie**.

Sur les enceintes de confinement, les documents internes à EDF ont montré que, dans certaines conditions accidentelles, le taux de fuites autorisés seront pulvérisés. Sans « La Farce Cachée du Nucléaire » nous n'aurions jamais su que ces critères de taux de fuites, imposés par les demandes d'autorisation de création (DAC), n'étaient pas respectés. Les médias, maintes fois informés depuis des années de ces faits terribles, avec les pièces d'EDF en main, n'ont jamais pu transmettre cette information au public. L'ASN qui ne peut ignorer ces dépassements ne fait rien pour interrompre la menace.

**L'IRSN rajoute encore des propos rassurants : « Des critères de sûreté réévalués au fil du temps »(1)**

Pourtant, nous avons vu que la situation matérielle est catastrophique, que les réacteurs sont hors des clous vis-à-vis des durées d'exploitation. L'IRSN rajoute que « l'usure ou la fatigue des matériels ne sont pas les seuls phénomènes susceptibles de limiter la durée de vie « technique » : **« une centrale doit évoluer pour se conformer aux standards de sûreté les plus récents.** ». Alors que les critères des décrets d'autorisation de création ne sont plus respectés depuis longtemps, à travers ces propos, l'Institut se moque du monde.

Nous avons à travers ce document, déroulé un nombre important d'études destinées à comprendre les processus de vieillissement des composants dont on peut affirmer qu'elles ne font progresser en aucune manière la sûreté du nucléaire existant. Elles pourraient éventuellement être utilisées sur de nouvelles unités mais l'histoire a montré que chaque nouveau changement technologique engendrait de nouveaux problèmes imprévus.

Sur un plan plus large que celui de la dégradation des composants et du rafistolage, une deuxième couche d'atteintes aux réacteurs se profile à travers l'emballage du nombre d'aléas climatiques aux amplitudes et aux fréquences toujours croissantes. On y retrouve pêle-mêle les agressions des tempêtes, des ouragans, des inondations, des grandes chaleurs, des grands froids : le Canard Enchaîné révélait par exemple, le 23 mars 2011, qu'en 1987, l'armée avait dynamité la glace qui s'était formée à la prise d'eau de la centrale de Saint-Laurent car elle empêchait le refroidissement des cœurs de réacteurs. En prime, le réseau électrique était tombé et les diesels de secours n'avaient pas démarré...

Enfin, la troisième couche la plus mise en avant par les nucléophiles en externe, mais minimisée et cajolée en interne, concerne les personnels qui font tourner la machine. Ces personnels sont officiellement crédités dans les rapports officiels, d'une responsabilité de 80 % des problèmes qui surviennent sur l'ensemble des réacteurs français. Il est sûr que les atteintes physiques professionnelles des travailleurs, suite aux travaux sous rayonnements, sont principalement reportées sur ceux de la sous traitance et de fait rendues invisibles. Aujourd'hui, une nouvelle menace énorme se fait jour sur les activités nucléaire civiles et militaires à travers la pandémie liée au Covid 19. L'apparition de mutations de ce virus, l'ayant conduit à porter des atteintes neurologiques<sup>(2)</sup> entraînant des morts brutales, devrait sceller l'arrêt définitif de ces activités à très haut risques nécessitant une surveillance humaine de chaque seconde.

Quel est le composant qui enclenchera le prochain cataclysme nucléaire ? Personne ne peut le prédire. Vieux comme à Fukushima ou neufs comme à Three Mile Island ou Tchernobyl les réacteurs ont failli.

Suite à l'obsolescence de tous les composants, même s'il n'y a pas forcément de corrélation entre le niveau de risque d'accident et l'âge des réacteurs, toutes les conditions sont réunies pour voir apparaître un élément déclencheur qui fera à nouveau s'écrouler tout l'édifice de protection d'un réacteur comme un château de carte.

Nous avons pu voir qu'en cas d'accident nucléaire des doses mortelles atteindront les riverains des centrales en quelques heures. Sur cet aspect, comme pour de nombreux autres dans l'histoire de l'ère des sciences et techniques, cette affaire se résumera à des querelles entre experts. Étrangement, le bénéfice du doute ira encore et toujours aux tenants de l'industrie atomique qui pourront continuer leurs affaires... et quand l'accident sera à nouveau là, ce constat dénoncé deviendra une nouvelle réalité. Il n'y aura aucun responsable pour régler la facture du crime. Ce sont encore les citoyens, c'est à dire nous tous, qui seront victimes d'atteintes diverses et qui seront, en prime, mis à contribution financière. Pendant ce temps, les nucléophiles se répandront en mensonges caricaturaux, comme à Tchernobyl ou Fukushima pour affirmer, contre toute évidence, que tout va bien ! La tenue des jeux olympiques à Fukushima constitue un des plus gros symbole du déni : le nettoyage des sites hautement contaminés restera psychologique et les dénonciateurs de ces manipulations seront encore et toujours balayés.

Après la survenue d'une nouvelle catastrophe atomique, la gestion humaine du problème se réglera par l'argent, comme au Japon :

- les habitants les plus aisés chercheront un nouvel îlot, dans un autre pays, loin du lieu de la catastrophe : à la manière des riches japonais qui s'achetèrent un eldorado pour 50 000 personnes en Inde afin d'y construire une « **station balnéaire de qualité Japonaise** ».<sup>(3)</sup> Acheter n'est pas vraiment le terme exact puisqu'ils furent aidés financièrement : « *les lignes de crédits que la banque du Japon a ouvert pour favoriser les échanges avec l'Inde ( 15 milliards de \$) et la Corée du sud (70 milliards) indignent la population qui s'attendait à ce que la priorité aille à la reconstruction et la décontamination des zones dévastées au Japon.* »,

- ceux qui auront des moyens plus limités, se déplaceront vers des zones du Japon éloignées du site ravagé, souvent dans leur famille,

- les plus pauvres enfin seront ghettoïsés sur des sites parfois très contaminés proches du lieu de la catastrophe. Après quelques années, ils seront, comme leurs homologues japonais, sommés de rentrer dans des zones interdites affirmées comme décontaminées.

Nous laisserons conclure ce tour des problèmes liés à la poursuite du programme nucléaire par des propos tenus le 11 mars 2019, date sinistre de l'anniversaire de la survenue de la catastrophe de Fukushima, par un des anciens patrons de l'autorité de sûreté américaine, Gregory Jaczko, dans les colonnes du Monde : il déclarait, en étayant de maints arguments précis :

**« Nous n'avons plus besoin de continuer à prendre le risque nucléaire ».**<sup>(4)</sup>

La France électrique sous emprise du lobby atomique moyenâgeux fait semblant de croire encore aux vertus du nucléaire civil juste pour maintenir un savoir afin de poursuivre, à coup de milliards d'euros, sa bombe atomique. Et pendant cette gabegie financière, unique dans une démocratie, le monde investit dans les économies d'énergies. Il développe intensément la production d'énergies renouvelables.

**Pour le seul éolien par exemple, souvent décrit chez nous comme un alignement de moulins à vent et un gadget, il a produit dans l'année 2019 aux États-Unis, une quantité d'électricité équivalente à celle de 44 de nos réacteurs atomiques également sur un an !**<sup>(5)</sup>

## Références de l'épilogue

(1) [https://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations\\_nucleaires/Les-centrales-nucleaires/vieillessement/Pages/1\\_vieillessement-centrale-surveille-anticipe.aspx?dId=6565a88c-372f-4570-b10e-3a73d0de41b7&dwId=eb52b944-f116-4a2f-ab86-6e772195a13d#.XnFVcnLjKY0](https://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/Les-centrales-nucleaires/vieillessement/Pages/1_vieillessement-centrale-surveille-anticipe.aspx?dId=6565a88c-372f-4570-b10e-3a73d0de41b7&dwId=eb52b944-f116-4a2f-ab86-6e772195a13d#.XnFVcnLjKY0)

(2) <https://www.zerohedge.com/health/beijing-hospital-confirms-covid-19-attacks-central-nervous-system>

(3) <https://www.agoravox.fr/tribune-libre/article/fukushima-l-elite-japonaise-s-108247>

(4) [https://www.lemonde.fr/planete/article/2019/03/11/pour-l-ex-patron-de-l-autorite-de-surete-americaine-nous-n-avons-plus-besoin-de-continuer-a-prendre-le-risque-nucleaire\\_5434234\\_3244.html](https://www.lemonde.fr/planete/article/2019/03/11/pour-l-ex-patron-de-l-autorite-de-surete-americaine-nous-n-avons-plus-besoin-de-continuer-a-prendre-le-risque-nucleaire_5434234_3244.html)

(5) <http://phplist.amisdelaterrem.fr/lists/?m=4980&uid=8c73f0522e44a32b78303342d89f6eac&p=view&pi=ViewBrowserPlugin>

# Table des matières

<b>Note préalable .....</b>	<b>1</b>
Selon EDF même, des réacteurs nucléaires prévus pour fonctionner 25 à 30 ans .....	1
Comment en est-on arrivé là ? .....	2
Neuf ans plus tard, c'est au tour de la catastrophe de Tchernobyl .....	2
EDF impose sa volonté au politique.....	2
Un investissement annoncé comme devant servir à pousser les réacteurs jusqu'à 60 ans .....	<b>2 &amp; 3</b>
Des remplacements de pièces gigantesques.....	3
Tous les œufs dans un même panier	3
<b>« Techniques de l'ingénieur » nous donne le canevas de la longue revue de détails qui va suivre .....</b>	<b>3</b>
Les zones critiques du vieillissement des réacteurs sous pression .....	5
Potentialité de risque des matériels constitutifs d'une centrale nucléaire.....	6
<b>- I - Matériels annoncés comme remplacés lors du grand carénage Golfech.....</b>	<b>6</b>
- I.1 - Des pôles du transformateur principal .....	7
- I.2 - Le rotor du groupe alternateur .....	7
- I.3 - Le système du contrôle commande du circuit primaire et secondaire .....	8
- I.4 - mécanismes de grappes de commandes .....	10
- I.5 - un échangeur du système de purge des générateurs de vapeur .....	10
- I.6 - Groupes frigorifiques du système qui assure la production et l'alimentation en eau glacée des batteries.....	11
<b>- II - Matériels réputés non remplaçables.....</b>	<b>12</b>
- II.1 - La cuve -.....	12
- II.2 - Les enceintes de confinement - .....	15
- 2.1 - Perte d'étanchéité des enceintes de confinement selon l'IRSN .....	16
- 2.2 - Situation des enceintes en septembre 2004 selon l'AIEA.....	17
- 2.3 - Des puisards d'enceinte qui se boucheraient et menaceraient le refroidissement du réacteur.....	18
- 2.4 - Visite sur Techniques de l'Ingénieur (TE) en 2006.....	18
- 2.5 - Retournons à l'IRSN, mais cette fois en 2013 .....	19
- 2.6 - En 2018, au tour du programme américain « Light Water Ractor Sustainability » (LWRS).....	19
- 2.7 - Enfin, pourquoi, pour 2019, l'IRSN fait-il un quasi retour à la case départ ? .....	20
- 2.8 - Nous voici enfin arrivés sur un constat de l'état plus réel des enceintes - Voyage dans la « Farce Cachée du nucléaire » de Nozomi Shihiro.....	<b>21 à 29</b>
Détour par l'IRSN pour un complément sur cette tenue des rustines .....	28
<b>- III - Et tous les composants qui devraient impérativement être changés mais qui ne le seront pas pour cause facture trop lourde ou simple impossibilité technique.....</b>	<b>30</b>
- III.1 - Les générateurs de vapeur .....	30
- III.2 - Les câbles électriques.....	33
- III.2.1 -Vieillissement des câbles électriques pour l'IRSN .....	33
- III.2.2 - Vieillissement des câbles selon EDF .....	<b>34 à 39</b>
- III.2.3 - Évaluation et gestion du vieillissement des câbles dans les centrales nucléaires selon l'AIEA en 2012.....	40
- III 2.4 - Examen de la fissuration par corrosion sous contrainte/fatigue LWRS .....	44
- III 2.5 - Lettre d'information LWRS ( Light Water Reactor.Sustainability).....	45
- III 2.6 - Histoire peu connue d'incendie étasuniens sur des câbles.....	46
<b>- IV - Les composants qui ne seront changés qu'à la découverte des problèmes.....</b>	<b>47</b>
<b>- V - Observation de la prolongation du fonctionnement de réacteurs américains .....</b>	<b>49</b>
Malgré le laxisme de la NRC, la dure réalité affecte le nucléaire étasunien .....	50
<b>- VI - La France atomique phosphore en études multiples et pourtant.....</b>	<b>50</b>
<b>- VII - Des «Incidents » minimisés.....</b>	<b>51</b>
<b>- VIII - Quand le politique maintient la France dans une voie atomique criminelle.....</b>	<b>52</b>
<b>- IX - Petit tour des responsables de la continuation du crime nucléaire.....</b>	<b>53</b>
<b>- X - Épilogue .....</b>	<b>54</b>