

Tout « ça » pour « ça »

Résumé

Nous allons tenter de relater les diverses discussions ayant eu à traiter de la réalisation de la « cuve du réacteur EPR ». Ce rappel aura lieu sous une forme factuelle, technique, et administrative.

Nous préciserons tout d'abord la situation de la cuve dans une installation du type réacteur nucléaire pressurisé ainsi que le panorama mondial de la réalisation de ces appareils.

Nous évoquerons le déroulement des textes réglementaires en France.

Nous porterons notre attention sur le paramètre ayant conduit l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) à utiliser le terme de « anomalie sérieuse », voire « très sérieuse », à plusieurs reprises, paramètre qui n'est autre, à l'origine, que la teneur en carbone de cette nuance d'acier. Pour constater in fine qu'il ne s'agissait nullement d'un phénomène nouveau. D'où d'ailleurs naturellement l'acceptation par l'ASN au final, des appareils ayant fait l'objet de déclarations utilisant le terme « d'anomalie sérieuse ».

Nous présenterons une restriction nouvelle de l'ASN au sujet du contrôle ultérieur de l'état du couvercle, en regard des règles de conception imposées par la DSIN (présentement ASN) pour la conception dudit couvercle.

En conclusion nous exprimerons « les leçons médiatiques » de cette affaire .

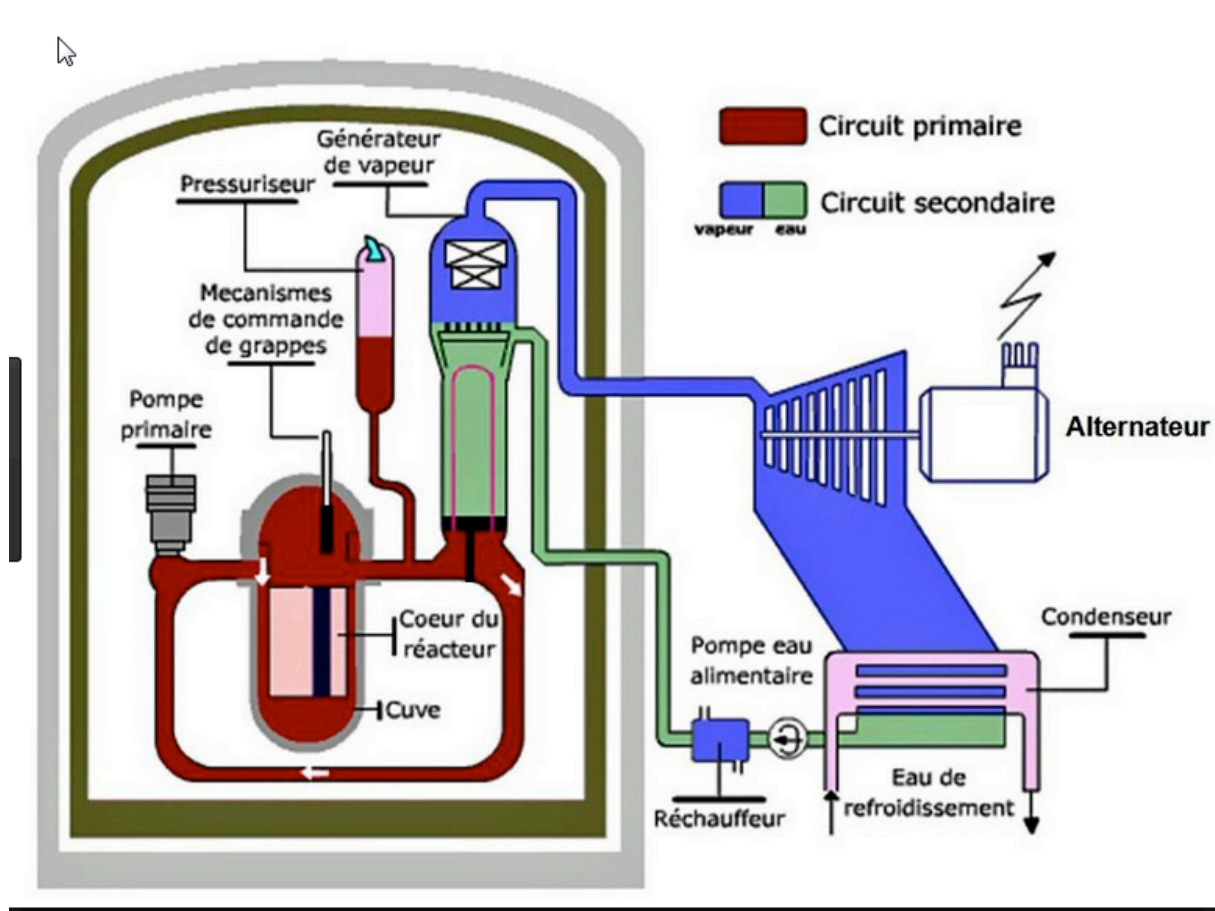
Plan de la note

- 1-rappel de la nature des installations nucléaires évoquées ci-après
- 2- France : les textes réglementaires présentés chronologiquement.
- 3-retour métallurgique sur la nature de l'acier utilisé.
- 4-le rôle du composant **carbone**.
- 5-le couvercles de cuve -règles de conception et restriction nouvelle de l'ASN.
- 6-conclusion de cette polémique.
- 7-Quelques références bibliographiques– repères [1] à [9] en fin de note.

TOUT « ÇA » POUR « ÇA »

1-Rappel de la nature des installations nucléaires évoquées ci-après :

Le concept du réacteur électronucléaire pressurisé est le fruit de l'ingénierie Westinghouse des États-Unis d'Amérique. La France l'a adopté dès 1974 pour son parc électronucléaire, mais le concept a été aussi adopté au plan international pour les appareils navals propulsifs sur les navires et sous-marins des marines de guerre..

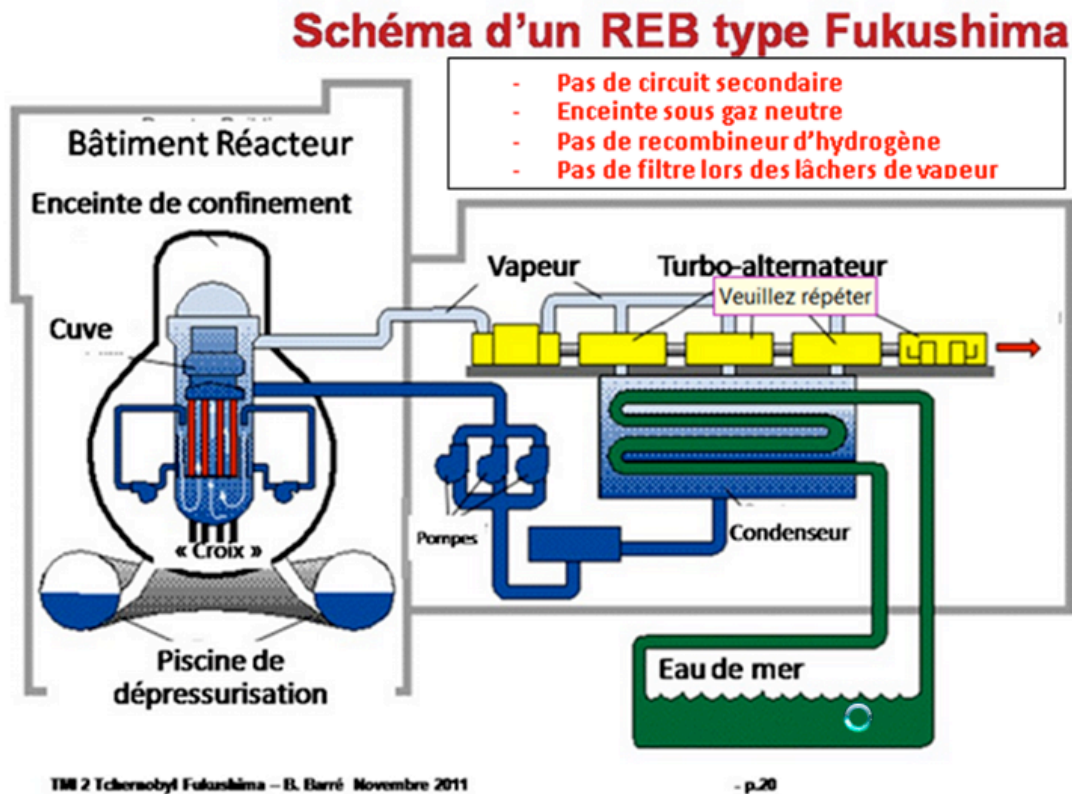


Disons qu'il s'agit simplement de réacteurs pressurisés, à eau légère.

Rappel succinct du cycle de fonctionnement. La cuve contient l'eau sous pression (155 bars), chauffée par le dégagement thermique du combustible qui est le siège de la fission nucléaire subie par l'uranium. Les grappes de contrôle de cette réaction de fission sont situées dans le cœur du réacteur et mues par les mécanismes situés sur le couvercle de cuve.

Cette eau chaude échange sa capacité thermique avec un circuit secondaire dans un échangeur à tubes (cas des réacteurs pressurisés), pour produire de la vapeur.

Le concept du réacteur bouillant, de Général Electric, est aussi un réacteur pressurisé, à eau légère avec un seul circuit dit primaire au lieu de deux circuits qui figurent dans le concept Westinghouse. (Voir schéma ci-dessous).



Le parc électronucléaire français de 58 réacteurs est composé uniquement de réacteurs pressurisés, et ne comporte aucun réacteur dit bouillant.

Il existe de par le monde, depuis plus de 40 ans, environ 440 réacteurs de ces deux types. Auxquels s'ajoutent de l'ordre de 245 réacteurs militaires sur 180 navires de guerre.

Le cumul des années de fonctionnement représente environ en 2014 le chiffre de 11 000 années-réacteur de fonctionnement uniquement pour le secteur civil, ce qui traduit le retour d'expérience acquis sur ces installations.

2-FRANCE -Les textes réglementaires présentés chronologiquement :

Février 1974-le texte réglementaire est l'arrêté émis par l'administration (portant sur les objectifs et la qualité de fabrication, études et pratiques qui ont conduit à l'établissement d'un code français de conception et de construction des matériels mécaniques (RC CM 1980) qui formalisa la pratique des industriels français.

Le programme de construction de ces appareils, en France, c'est-à-dire pour les réacteurs électronucléaires s'est arrêté avec la commande, puis la mise en service du dernier réacteur qui fut celui de Civaux 2 (début de construction fin 1991 pour une divergence fin 1999-la construction de l'EPR de Flamanville 3 a débuté en 2007)

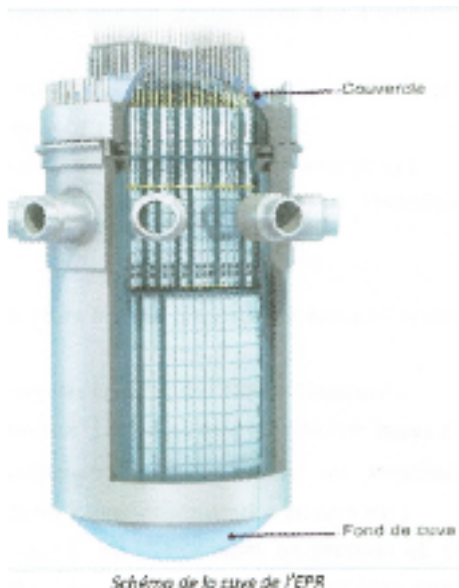
12 Décembre 2005- nouveau texte réglementaire, édicté par l'Administration qui remplaça alors le texte de février 1974. À noter qu'à cette date aucun projet électronucléaire n'avait été lancé en construction, en France, depuis 1991 soit depuis 14 ans.

Ce texte, l'arrêté ESPN, ne s'applique plus au seul circuit primaire dont la cuve fait partie, mais à tous les circuits sous pression de la chaudière nucléaire.

3-Retour métallurgique sur la nature de l'acier utilisé :

La nuance d'acier utilisée pour les cuves de réacteurs a toujours été celle désignée sous la normalisation 16 MND 5 (AFNOR) qui sera portée ultérieurement à 18 MND 5 (à l'exception des premières cuves américaines).. Cette nuance correspond à la classification américaine ASTM A 508 classe 3 et dès 1964 cette nuance fut élaborée par Forges et Ateliers du Creusot, et donc adoptée par la suite par EDF.

C'est une nuance qui est universellement utilisée. Que peut-on rappeler en termes de **teneur en carbone**, qui est le composant nécessaire à l'existence d'un acier :



- dans la compilation de tous les aciers forgés pour les réacteurs électronucléaires Français, on note que le RCCM accepte 0,22 % sur le produit de base mais la compilation met en évidence la ségrégation de carbone jusqu'à 0,40 % (thèse Laurence SIMONET parue en 2006 et portant sur le programme électronucléaire français). Notons d'ailleurs que le RC CM édition 1980 prévoit fascicule M 21 11 au § 3.2 forgeage, les dispositions suivantes : " *Un chutage suffisant....pour éliminer la majeure partie des ségrégations.*" Ce qui ne laisse pas ignorer le phénomène de ségrégation de carbone.. (phénomène qui se retrouve également dans des lingots de 600 t coulés au titre de l'Allemagne et dont la teneur en carbone atteint 0,31 %—

voir référence N° 9 en fin de note).

- Code ASME qui pour le même acier autorise 0,27 % de carbone .

- Le code allemand KTA dit 0,17 à 0,23 % sur produit et avec les résiliences indiquées ci-dessous

(AREVA/ IRSN précisent que les mesures sur le fond de la cuve de Flamanville 3 donnent dans la zone de teneur maximum de carbone une valeur de 0,32 %.)

Les termes de valeur qualifiant le paramètre *résilience* :

Il serait intéressant de connaître les raisons techniques qui ont fait passer par exemple les exigences pour la résilience à 0°C du matériau 16 MND 5, et pour les pièces soumises à irradiation, depuis les valeurs de 70 J/cm² et 50J/cm² **sens travers** (valeur minimale moyenne et valeur minimale individuelle RC CM 1980) à l'exigence de 80 J/cm² et 60 J/cm² respectivement et cela **sans distinction désormais entre le sens travers et le sens long** du corroyage (édition 2012 RCCM) alors que cet écart est en moyenne de 40 %, métallurgiquement parlant . Or le RC CM indique bien (§ M 21 11) que « *le coefficient de corroyage doit être supérieur à 3* » ce qui rappelle la nécessaire anisotropie du métal, due /ou malgré le forgeage.

Les valeurs de l'arrêté ESPN, fixées d'une manière non connue à ce jour, sont également à rapprocher de celles du code ASME qui donne pour cette nuance d'acier, une valeur de la résilience de 41 J/cm² à 4°C sur la moyenne de trois échantillons et une valeur minimum de 34 J/cm² sur un échantillon individuel .Et également des règles allemandes du code KTA , prescrivant une valeur de la résilience de 34 J /cm² en valeur individuelle et 41 J/cm² en valeur moyenne à la température d'essai de 0° C (à la température de -20° C, les valeurs acceptées sont évidemment plus basses).

En définitive, le fond et le couvercle de la cuve de Flamanville 3, avec les résiliences affichées pour une teneur max en carbone de 0,32 % sont dans le cadre des valeurs de résilience qui ont toujours été acceptées. Il est à noter aussi que le fond et le couvercle de la cuve du réacteur EPR sont soumis à un flux neutronique qui est à plusieurs décades en-dessous de ceux des réacteurs construits jusqu'à ce jour. C'est-à-dire que l'effet mécanique de vieillissement par bombardement neutronique est quasi nul dans le cas de l'EPR.

Seule l'exigence administrative qui a porté ces valeurs de 56 à 60J/cm² en individuel (pour arrondir ...) a conduit, sans doute, à utiliser les termes de « anomalie sérieuse » !

Or les valeurs de la résilience qui sont affichées suivant la température de l'essai et la teneur en carbone, débouchent ensuite sur le véritable paramètre de conception, à savoir la valeur de la « **ténacité de l'acier** », la résilience n'étant qu'un paramètre indicatif.

Les essais de Areva ont démontré que la **ténacité déterminée** sur l'acier lui-même utilisé pour le fond et le couvercle de Flamanville 3, respectait largement les marges prises à la conception du réacteur et donc les marges de sécurité retenues. Rappelons que ce programme exécuté par Areva avec l'utilisation de laboratoires indépendants, a porté sur 1700 essais ce qui est quand même un chiffre inédit à ce jour pour un seul appareil...

4-Le rôle du composant carbone :

Quelques mots sont nécessaires au sujet de ce composant qui a été présenté tout le long de ces deux ans comme un élément « perturbateur ». Le carbone est un additif au fer, entre autres, pour aboutir à un matériau dit « acier ». Les aciers peuvent contenir jusqu'à 1,9 % de carbone. Les fontes commencent à 1,9 % et peuvent contenir jusqu'à 6 % de carbone.

Le carbone est dissous totalement à la température de 900-950° C (c'est la phase d'austénisation)

Mais, la vitesse de refroidissement d'une pièce massive est différente en surface de la pièce et à cœur de celle-ci, d'un facteur souvent supérieur à 20, au moins pour les épaisseurs de virole de 250 mm. Le carbone précipite alors à nouveau sous forme de carbures notamment à partir d'une température plus basse en cours de refroidissement.

Le phénomène est irrépressible et a toujours existé. Tout l'art du forgeron est d'éliminer au maximum les portions ségréguées.(voir ci-avant le texte du RC CM édit. 1980 alinéa M2111 S3-2 qui en fait expressément mention).

Pourquoi ? Parce que l'augmentation de la teneur en carbone diminue les valeurs de la résilience. Et pourrait donc diminuer la valeur d'un paramètre important : **la ténacité** (voir plus haut).

Et la valeur retenue de la **ténacité a été évaluée pour éviter une rupture brutale de l'appareil à partir de la propagation progressive puis instantanée d'une fissure préexistante.**

-Ainsi toutes les mesures effectuées par AREVA sur un total de 1700 essais sur éprouvettes, ont largement validé la valeur retenue ainsi que la qualité adéquate pour la tenue de la cuve (fond et couvercle).

-En fait il ne s'agit pas d'un phénomène nouveau, qualifié « d'anomalie sérieuse », car ce phénomène a toujours été l'objet d'études poussées depuis l'origine du programme électronucléaire mondial.

Nous pouvons citer pour mémoire :

-« généralités sur la rupture brutale » CEA- BIST mai 1974. (Référence 5 en fin de note)

-Rapport CEA-Euratom-Framatome de 1976 à 1979 qui s'intitule « étude probabiliste de la rupture de cuves de réacteurs à eau sous pression » (référence 6 en fin de note)

-Thèse de doctorat de Benoît Vereecke-« Une analyse probabiliste du comportement d'une famille d'aciers pour cuve de REP en cas d'accident grave »-Université Paris VI-2005-(référence 8 en fin de note).

-thèse de doctorat de Laurence SIMONET, sur l'acier des cuves des réacteurs français-soutenue le 20 décembre 2006 (référence 7 en fin de note)

Suivi récemment par l'énorme programme développé depuis deux ans par Areva avec le concours de deux laboratoires indépendants qui ont apparemment repris toutes les études antérieures d'après les résultats qui ont été présentés (plus de 1700 essais et nombreuses pièces sacrificielles). Donc nous pouvons légitimement demander la raison de tous ces messages particulièrement alarmistes diffusés par les médias, en regard d'un phénomène connu et dont les discussions à la marge résultent plutôt de directives administratives que techniques.

Nous ignorons l'origine de ces demandes et nous serions intéressés par la connaissance de ces paramètres de calcul et les raisons technologiques ayant conduit à l'adoption de ces nouvelles valeurs.

Car il est bien certain qu'il ne peut s'agir d'avoir voulu ignorer de façon délibérée tout ce qui avait servi à fonder les programmes électronucléaires, et ses pièces forgées de grande taille.

Ou encore d'avoir été induit vers une voie alarmiste par méconnaissance des résultats des études antérieures.

5-Le couvercle de cuve-règles de conception et restriction nouvelle de l'ASN :

Retenons d'abord, comme nous pouvons le lire dans le projet d'avis de l'ASN, publié début juillet 2017, que cette dernière considère effectivement que le fond et le couvercle **sont aptes à la fonction** pour laquelle ils ont été dédiés.

Cependant le texte proposé à la consultation par l'ASN indique qu'il conviendra de **remplacer** le couvercle, après sept ans de fonctionnement, avec le raisonnement suivant :

-« considérant qu'il convient dès lors que l'exploitant mette en œuvre des contrôles périodiques complémentaires afin de s'assurer de l'absence d'apparition de défauts »

*Considérant que de tels contrôles sont réalisables sur le fond de la cuve et qu'ils doivent donc être mis en œuvre ; considérant, **en revanche** que la faisabilité technique de contrôles similaires sur **le couvercle la cuve n'est pas acquise** et que l'utilisation de ce couvercle doit donc être limitée dans le temps ; »*

Il semblerait donc que cette restriction soit fondée sur la technologie du couvercle, qui présente un encombrement de surface considérable, du fait de l'ordre de 107 traversées alors que le fond de cuve n'en comporte aucune.

Il convient de rappeler que l'équipe projet de l'EPR a retenu un mixage des technologies concernant les réacteurs Français N4 et Allemand Konvoi.

La France avait réparti les traversées sur le fond de cuve et sur le couvercle de celle-ci, alors que la conception allemande avait tout reporté sur le couvercle, d'où la situation actuelle.(107 traversées actuellement au lieu de 78 primitivement sur le modèle français).

On peut rappeler : :

-que les études de l'EPR achevées fin 1998 ont été menées par les concepteurs suivants NPI, Framatome, Siemens et EDF/CNEN avec l'argument suivant : « *la sûreté nucléaire a une dimension internationale !* » (Référence 1 en fin de note)

-que le comité conjoint de la sûreté nucléaire Française et Allemande, créé en 1990(Deutsch Franzosicher Directions ausschuss dit DFD) a décidé et entériné par lettre de ces deux autorités de sûreté (Française et Allemande) en date du 22 juillet 1993, les objectifs généraux de sûreté. Le choix puis la décision furent officiellement adressés le 28 septembre 2004 à EDF par le *Directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DSIN)*, « *présentant la position des pouvoirs publics sur les options de sûreté du projet de réacteur EPR* » (voir référence 2 en fin de note)

-Technologiquement, la suppression des traversées de fond de cuve du réacteur type N4, pour l'instrumentation du cœur de réacteur, transférées sur le couvercle à l'instar de réacteurs allemands Konvoi, en est la conséquence (pages 71 et 72 référence 3 en fin de note)

Il semble donc pour le moins inapproprié que l'on porte aujourd'hui une critique sur cette disposition imposée (couvercle surencombré). Sur le réacteur N4, la technologie retenue était beaucoup plus accessible au contrôle ultérieur, du fait de la répartition des traversées sur fond de cuve et sur le couvercle.

Mais en outre cette demande de remplacement du couvercle, compte tenu de la technologie actuelle de celui-ci, pose trois problèmes majeurs :

- Quid au sujet des couvercles de réacteurs EPR construits à ce jour en Chine tels que Taishan 1 et Taishan 2 -Olkiluoto en Finlande-ou au sujet des deux futurs EPR à Hinkley Point en Angleterre ?

- Deuxième question majeure : est-il judicieux que des options industrielles portant sur des accords techniques internationaux avec la Chine -l'Angleterre- la Finlande et France- pour un modèle agréé de réacteur , puissent être remises en cause au double titre d'une supputation sur la réalité de la naissance ultérieure d'un défaut et d'un contrôle a posteriori après mise en service du réacteur, qui serait insuffisant pour le détecter ?

- Troisièmement- Quelles sont les bases actuelles technologiques pour de telles affirmations dans un domaine futur ?

6-conclusion de cette polémique :

En conclusion, nous pourrions reprendre un extrait de l'excellent article de Sylvestre HUET en date du 5 juillet 2017 et qui s'intitule « **la cuve de l'EPR : leçons médiatiques** » dont nous partageons le texte pour les extraits suivants :

« cette ligne de prudence et d'abstinence que j'ai suivie depuis le déclenchement de l'affaire, était d'autant plus délicate à tenir que les acteurs sociaux en jeu tenaient un triple discours. Les industriels assuraient mais sans pouvoir le démontrer avant avoir fini les expériences, que la cuve est apte au service. Les O.N.G. opposées au nucléaire affirmaient sans la moindre argument technique, qu'elle ne pouvait que rompre et provoquer un accident grave. Tandis que l'ASN ne pouvait que répéter « l'anomalie est très sérieuse » en ne donnant strictement aucune indication supplémentaire ce qui correspond à un exercice sain et nécessaire de son rôle »

Mais nous pouvons ajouter, pour faire suite à notre propre expérience : pourquoi avoir traité cette situation de « **anomalie très sérieuse** » nombre de fois, nonobstant toutes les données antérieures répertoriées sur 440 réacteurs et 11 000 ans-réacteurs de fonctionnement, sans la moindre fissuration de cuve ayant porté danger à l'intégrité de celle-ci !

7-Quelques références bibliographiques :

référence (1) RGN mars- avril 1999-N° 2-pages 12 et 13

référence (2) RGN décembre 2004 -N°6-pages 26 et 27

référence (3) RGN décembre 2004 -N°6-pages 72 et 73

référence (4) Métaux et alliages-De leiris-tome 2-page2

référence (5)-généralités sur la rupture brutale-D-Francois. CEA-Bruyères le Châtel-BIST -N° 192-mai 1974

référence(6)-étude probabiliste de la rupture de cuve de réacteurs à eau sous pression -rapport DSN N° 651-rapport EUR N° 86 92 MA-rapport FRA N°EE/T DC N° 0052 (de J. Dufresne CEA -DSN-A.C. Lucia Euratom Ispra- Grandemange et Pellissier-Tanon de Framatome)-communications parues entre 1976 et 1979-

référence (7)-effet des hétérogénéités sur le pouvoir thermoélectrique de l'acier de cuve-Thèse de doctorat - formation *génie des matériaux - comportement mécanique-durabilité soutenue par Laurence SIMONET- le 20 décembre 2006.*

Référence(8)-Thèse de doctorat de Benoît Vereecke-« Une analyse probabiliste du comportement d'une famille d'aciers pour cuve de REP en cas d'accident grave ». Université Paris VI-2005

Référence (9)-document réactor Pressure Vessel Materials-de K;suzuki-Japan Steel Works Ltd-(pages70 à 164).

Rédigé le 28 juillet 2017

Yves BARON , ingénieur, ancien Chef du Groupe d'Études Atomiques de l'État-Major de la Marine, membre-expert du GRNC (Groupe Radioécologie Nord-Cotentin). Personnalité qualifiée dans le domaine nucléaire de la communication et de l'information. Membre du Collège scientifique des CLI du Cotentin.

Jacques FOOS, Professeur Honoraire du CNAM, responsable de la filière d'ingénieurs en Sciences et Technologies Nucléaires de 1983 à 2008 et collaborateur à de nombreuses études technologique nucléaires en qualité d'expert. Membre du Collège scientifique des CLI du Cotentin

Jean-Paul MARTIN, ingénieur retraité du CEA, Projets de réacteurs expérimentaux et de puissance– responsable de production et directeur adjoint de l'Etablissement COGEMA de La Hague et directeur adjoint de l'Etablissement de Marcoule. Membre des CLI du Cotentin en qualité de représentant de l'AEPN