

PRISE EN COMPTE D'UN ACCIDENT DE REACTIVITE
DANS LE DIMENSIONNEMENT DES REACTEURS DE RECHERCHE

H. ABOU YEHLA, J.L. BERRY et T. SINDA

IPSN, Centre d'Etudes Nucléaires de Fontenay-Aux-Roses

FRANCE

IAEA-SM-310/107

DESIGN OF RESEARCH REACTORS TO TAKE INTO ACCOUNT
A REACTIVITY ACCIDENT

H. Abou Yehia, J.L. Berry, T. Sinda

Institute for Radiation Protection and Nuclear Safety (IPSN)
Fontenay-Aux-Roses Nuclear Research Centre
France

ABSTRACT

A description is given of the procedures followed and the studies performed in France with regard to the design of pool-type research reactors to cope with an explosive accident of the BORAX type. The examples of the high-flux reactor and of ORPHEE, the last reactor constructed, are developed at length. The development of the procedures and studies on the basis of results obtained by others is shown, and the conservative assumptions used when taking into account such an accident are described.

**PRISE EN COMPTE D'UN ACCIDENT DE REACTIVITE
DANS LE DIMENSIONNEMENT DES REACTEURS DE RECHERCHE**

H. ABOU YEHIA, J.L. BERRY et T. SINDA

**IPSN, Centre d'Etudes Nucléaires de Fontenay-Aux-Roses
FRANCE**

RESUME

Les démarches suivies et les études particulières réalisées en France pour le dimensionnement des réacteurs de recherche de type piscine à un accident à caractère explosif de type BORAX sont décrites.

Le cas du réacteur à haut flux et celui d'ORPHEE, dernier réacteur construit, sont plus particulièrement développés.

On montre l'évolution des démarches et des études à partir des résultats acquis par ailleurs et le conservatisme utilisé dans la prise en compte d'un tel accident.

1. INTRODUCTION

Les essais réalisés aux Etats-Unis sur les réacteurs BORAX en 1954 [1] et SPERT en 1962 [2], et l'accident survenu en 1961 sur le réacteur SL1 [3], ont démontré que des réacteurs refroidis et modérés à l'eau légère et utilisant un combustible sous forme d'alliage U-Al pouvaient être, en cas d'un apport soudain et important de réactivité, le siège d'une excursion violente de puissance entraînant la destruction partielle ou totale de leurs structures.

C'est ainsi que pour des insertions de réactivité aboutissant à des périodes inférieures à environ quatre millisecondes, le coeur du réacteur peut être détruit par des surpressions brèves mais importantes, attribuées à la formation et à l'expansion rapide d'une bulle de vapeur d'eau.

Pour les réacteurs de recherche de type piscine, la probabilité d'un accident de réactivité est plus grande que pour d'autres types de réacteurs (cf. les accidents survenus sur SL1 et RAI1 [4]...) du fait de l'accès facile au coeur et des valeurs importantes en réactivité de ses composants ou des dispositifs expérimentaux susceptibles d'y être irradiés.

En France, les organismes de sûreté se sont préoccupés très tôt de ce type d'accident en recommandant:

- l'établissement de règles et de procédures régissant les manutentions dans les coeurs.

- la prise en compte de l'accident à caractère explosif de type BORAX pour le dimensionnement des réacteurs de type piscine utilisant des combustibles sous forme d'alliage uranium-aluminium et disposant d'une réserve de réactivité importante.

Dans cette communication, après un rappel des principales connaissances acquises, notamment sur les réacteurs cités plus haut, nous présentons les actions menées en France dans ce domaine.

2. RAPPEL SUR LES RESULTATS ACQUIS

Ces résultats concernent :

d'une part, les excursions de puissance à relativement faible insertion de réactivité ayant conduit à des phénomènes non destructifs,

d'autre part, les excursions de puissance ayant généré des phénomènes à caractère explosif entraînant la destruction du coeur.

2.1. Essais non destructifs

Les essais BORAX I et SPERT I ont montré que les excursions de puissance, provoquées par des insertions de réactivité allant jusqu'à une valeur d'environ 2 % (ce qui aboutit à une période du réacteur de l'ordre de 5 ms) n'entraînent pas d'effet explosif.

Cependant, des déformations de plaques combustibles ont été constatées à partir d'un apport de réactivité de l'ordre de 1,4 %. De même, il a été observé que la sévérité des dommages dans le combustible augmente avec la réactivité insérée, pouvant conduire à rendre le réacteur inutilisable.

C'est ainsi qu'au cours de l'essai SPERT I avec une période de 5 ms, 7 plaques combustibles ont été le siège d'une éruption limitée de combustible fondu.

L'essai effectué avec une période de 4,6 ms a conduit à une fusion partielle du combustible dans 52 plaques sur un total de 270 plaques et environ 80 % des plaques combustibles du coeur étaient devenus inutilisables pour les essais suivants.

.../...

2.2. Essais destructifs

Le tableau I. ci-après, présente :

- les caractéristiques des combustibles des réacteurs BORAX I et SPERT I,
- les données recueillies lors des excursions finales de puissance effectuées sur ces mêmes réacteurs,
- pour comparaison, les données correspondantes du réacteur SL1.

TABEAU I - DONNÉES RELATIVES AUX EXCURSIONS DESTRUCTIVES DE PUISSANCE

	BORAX I	SPERT I	SL 1
<u>Caractéristiques du cœur</u>			
Nombre de plaques U-Al	540	270	360
Épaisseur du noyau combustible	0,53 mm	0,51 mm	1,27 mm
Épaisseur et nature de la gaine	0,50 mm (Al)	0,51 mm (Al)	0,89 mm (Al-Mg)
Épaisseur du canal d'eau entre plaques	2,9 mm	4,5 mm	7,87 mm
Masse totale d'Uranium 235	4,2 kg	3,8 kg	14 kg
Masse totale d'aluminium	99,8 kg	50 kg	189 kg
<u>Excursion de puissance</u>			
Réactivité libérée	4% en 0,2 seconde	2,2% en 85 ms	2,6%
Période	2,6 ms	3,2 ms	4 ms
Énergie totale dégagée	135 MJ	31 MJ	(133 ⁺¹⁰) MJ
Énergie due à l'interaction métal-eau	Réaction métal-eau non confirmée	3,5 MJ	(24 ⁺¹⁰) MJ
<u>Pic de puissance :</u>			
Maximum	19 000 MW	2300 MW	19 000 MW
Durée	- 30 ms	35 ms	-
Pic de pression	de 400 à 670 bars	Impulsion destructive de 193 bars (temps de montée de l'ordre de 0,15 ms) 15 ms après le pic de puissance	35 bars puis un marteau d'eau de 700 bars. 34 ms après le pic de puissance.
Température maximale des plaques combustibles	1648°C	1200°C	2050°C
Dépôts constatés sur le cœur	Fusion très étendue du combustible du cœur	Fusion d'environ 35% du cœur	Fusion d'environ 20% du combustible du cœur et vaporisation d'environ 2% de la masse d'U-Al

2.3. Synthèse des conclusions tirées

Les expériences BORAX I et SPERT I, les interprétations effectuées après l'accident de SL1 et les études concernant la réaction métal-eau [5] ont conduit à considérer pour les réacteurs dont le coeur est constitué de plaques U-Al (U enrichi en U^{235}), qu'un accident à caractère explosif était possible dans certaines conditions.

Ces conditions sont essentiellement une insertion brutale de réactivité, dépassant un seuil caractérisé par une période de réaction nucléaire inférieure à 4 ms.

Le caractère explosif a deux origines :

- 1) Une explosion vapeur, ayant son origine dans le passage très rapide dans l'eau de la quantité d'énergie stockée dans les plaques combustibles. Ce passage très rapide intervient après la fusion de tout ou partie des plaques combustibles et implique :
 - une grande vitesse de montée en température des plaques, afin que les phénomènes de contre-réaction (température de l'eau, effet de vide etc...) ne puissent compenser rapidement l'insertion de réactivité,
 - une température de plaque élevée pour que l'explosion soit importante,
 - une grande surface d'échange pour permettre un fort transfert thermique,

- 2) La réaction chimique du métal fondu avec l'eau. Cette réaction suppose :
 - une température élevée de l'aluminium,
 - une dispersion de l'Al en fines gouttelettes d'un certain diamètre, ce qui ne peut être envisagé que pendant l'explosion vapeur.

L'énergie produite par cette réaction (combustion de l'Al) s'ajoute à l'énergie de l'explosion vapeur. Cette contribution s'est toutefois révélée relativement faible lorsqu'elle a été décelée dans les expériences et/ou accidents cités plus haut (dans le cas de SL1, l'énergie attachée à cette réaction a été estimée à 24 ± 10 MJ, ce qui correspond à la mise en oeuvre de 1,45 kg d'Al).

3. PRISE EN COMPTE DE L'ACCIDENT, A CARACTERE EXPLOSIF DANS LES REACTEURS PISCINE

Compte tenu de ces résultats, les réacteurs de recherche de "type piscine", susceptibles d'être le siège d'un tel accident ont été dimensionnés pour en limiter et/ou en contenir les effets.

Les réacteurs de recherche français concernés sont notamment : OSIRIS, TRITON, MELUSINE, SILOETTE, R.H.F. et ORPHEE.

Pour ces réacteurs les structures qui ont été étudiées et/ou dont le dimensionnement a été vérifié sont principalement :

d'une part, celles qui permettent d'éviter le déversement rapide de l'eau de la piscine dans le bâtiment réacteur et la mise à nu du coeur détruit. Les structures intéressées sont les parois latérales et le fond de la piscine, son cuvelage, les sorties de faisceaux de neutrons, etc...

d'autre part, le bâtiment réacteur qui constitue la dernière barrière entre les produits de fission du coeur et l'environnement. Les sollicitations induites sur le bâtiment par l'accident résultent de la surpression due au dégagement de vapeur d'eau dans le bâtiment et de l'impact éventuel de la gerbe d'eau sur son toit.

Toutefois, le traitement du problème a été pris différemment pour ces divers réacteurs :

- pour les quatre premiers, la méthode utilisée a consisté à assimiler l'accident nucléaire à l'explosion d'une charge de TNT d'énergie équivalente et, à mesurer les efforts ou déformations sur une maquette.
- pour le R.H.F, en plus des essais avec charge explosive sur maquette, des calculs ont été effectués par deux méthodes différentes (explosion d'une charge de TNT et méthode quasi-statique fondée sur l'expansion d'une bulle de vapeur),

.../...

- pour ORPHEE, essais avec "canon à air", calculs par méthode quasi-statique, fondée comme précédemment sur l'expansion d'une bulle de vapeur.

Il convient de noter qu'à l'occasion des modifications apportées à la piscine de SILOE, en 1987-88, le dimensionnement de ce réacteur a été repris par calcul selon une démarche analogue à celle utilisée pour ORPHEE.

3.1. Essais sur maquette avec simulation de l'accident par des charges explosives

(Réacteurs OSIRIS [6], TRITON, MELUSINE et SILOETTE)

Les charges explosives (TNT) permettent la simulation en échelle réduite (les conditions de similitude sont bien connues, excepté pour ce qui concerne l'effet de la pesanteur). Il faut cependant noter que le flux et les caractéristiques de l'énergie libérée dans l'accident nucléaire ne sont pas tout à fait identiques à ceux d'une explosion de TNT.

Pour les quatre réacteurs cités ci-dessus, les caractéristiques retenues pour l'excursion de puissance dans les essais sur maquette sont de l'ordre de :

- Energie - 135 MJ,
- Durée de l'excursion - 30 ms,
- Pic de puissance - 20 000 MW.

Le tableau II donne, pour chaque réacteur, l'échelle de la maquette réalisée et les structures étudiées.

Les résultats obtenus ont été :

soit qualitatifs et ont permis l'évaluation des conséquences d'une excursion de puissance sur les structures (fissures, déformations, hauteur de gerbe),

soit quantitatifs (pressions et contraintes). Ces résultats quantitatifs ont fait l'objet d'interprétations partielles (schéma de déformation de la plaque support d'OSIRIS, détermination de pression statique équivalente) et ont conduit à des comparaisons entre valeurs mesurées et valeurs calculées.

.../...

TABEAU II - ESSAIS SUR MAQUETTE

NOM DU REACTEUR	PUISSANCE DU REACTEUR	CARACTERISTIQUES DES STRUCTURES		SCHEMATA MAQUETTE	STRUCTURES ETUDIEES
		PISCINE	BATIMENT REACTEUR		
OSIRIS	50 MW	Béton armé + cuvelage acier	Hall cylindrique hauteur au-dessus de la piscine 12 m	1/3	Piscine, plaque support du bloc tubulaire et effet de la gâche sur le hall
TOUTON	6 MW	Béton précontraint	Bâtiment avec vitres.	1/5	Piscine + effet de la gâche sur le bâtiment
MELANIE	8 MW	Béton précontraint + cuvelage inox dans le compartiment contenant le COEUR	Bâtiment en béton avec radiateurs	1/3	Piscine et canaux temporaire
SILVETTE	100 MW	Cave en acier contenue dans un massif en béton ordinaire	Hall cylindrique en acier, hauteur 18 m	1/3	Piscine et chaudières. des canaux pour faisceaux sortis

4. PRISE EN COMPTE DE L'ACCIDENT A CARACTERE EXPLOSIF DE TYPE BORAX POUR LE REACTEUR A HAUT FLUX (R.H.F.)

La prise en compte d'un accident de réactivité sur le R.H.F. résulte de la faiblesse du coefficient de vide du coeur et de l'impossibilité de compenser une insertion de réactivité de l'ordre de quelques milliers de p.c.m. (sortie de la barre de pilotage, entrée d'eau légère dans la zone combustible), en cas de défaillance du système de sécurité, autrement que par la destruction du coeur.

Une estimation de l'énergie stockée dans les plaques combustibles, en cas d'excursion de puissance conduisant à un accident de type BORAX, a été effectuée en comparant les caractéristiques du combustible du R.H.F., et des réacteurs SL1 et SPERT I et en tenant compte des constats effectués à la suite des excursions de puissance destructives sur ceux-ci.

Il a donc été retenu pour le R.H.F. les hypothèses conservatives suivantes :

- pourcentage d'Al fondu 100 %
- température moyenne de la masse fondue 800°C
- fraction de la masse d'Al vaporisée 5 %
- durée de la transmission de l'énergie des plaques vers
l'eau 30 ms
- réaction chimique métal-eau 5 MJ

soit, compte tenu de la source chaude en graphite, une énergie thermique totale de 185 MJ auxquels s'ajoute une énergie mécanique de 3,7 MJ dus à la vaporisation du deutérium de la source froide.

L'énergie susceptible d'être libérée lors de l'accident étant déterminée, les effets des phénomènes dynamiques sur les structures ont été estimés par deux méthodes différentes, la méthode quasi-statique et la méthode par assimilation à l'explosion d'une charge de TNT.

4.1. Méthode quasi-statique

Elle s'appuie sur les hypothèses suivantes :

- l'énergie communiquée à l'eau donne naissance à une bulle de vapeur (temps de formation : 30 ms)
- la pression de la bulle de vapeur est conditionnée par les propriétés statiques des parois (résistance du cuvelage, inertie de l'eau sur le haut de la bulle).
- la conservation de l'énergie entre la situation suivant immédiatement l'excursion de puissance (coeur fondu et partiellement vaporisé entouré d'eau à la température normale de fonctionnement) et la situation après l'explosion vapeur (le coeur fondu et la vapeur d'eau formée sont à la même température)
- l'énergie mécanique libérée est donnée par le produit pression x volume de la bulle de vapeur.

Il a été déduit des calculs effectués que :

- le rendement maximal $\frac{\text{énergie mécanique}}{\text{énergie thermique}}$ est de 9 %
- 94% de l'énergie est absorbée par la déformation de la paroi de la piscine dans sa partie médiane
- l'allongement de cette paroi est de 9 %.

4.2 Méthode par assimilation à l'explosion d'une charge de TNT

La quantité de TNT prise en compte est celle dégageant la même quantité d'énergie que celle définie plus haut, l'énergie mécanique de la source froide étant considérée comme issue d'une énergie thermique fictive dont le rendement de la transformation est de 9%.

.../...

Cependant le dégagement d'énergie libérée par l'explosion a une durée très courte (une fraction de milliseconde) et est achevée lorsque l'onde de choc atteint les parois de la piscine.

Dans les calculs de mouvement et de déformation des parois, seule l'onde de choc initiale a été prise en compte.

Les résultats obtenus sont comparables à ceux obtenus par la méthode précédente tout au moins dans le plan médian du coeur.

Les effets de l'explosion sur la coupole du hall pile (gerbe d'eau) calculés par la méthode quasi-statique et la méthode de l'explosion ont donné des résultats très différents des résultats expérimentaux relatifs aux explosions de TNT.

4.3. Simulation de l'accident à caractère explosif sur maquette

Cette simulation comportait un programme en trois parties :

- 1) la première partie du programme avait pour objet la simulation pyrotechnique du phénomène de création d'une bulle de vapeur (dispersion homogène dans l'eau de particules à très haute température).

Une différence importante entre le rendement mécanique mesurée (1%) lors des essais de cette première partie du programme, celui estimé sur BORAX I et SPERT I et celui calculé précédemment (9%) a été notée.

- 2) la deuxième partie du programme concernait l'étude des dégâts créés sur les structures du RHF à partir d'une maquette à l'échelle 1/10, en utilisant le dispositif de simulation pyrotechnique défini précédemment pour l'énergie thermique libérée par le coeur et la source chaude et en représentant la source froide par un réservoir d'hydrogène liquide.

Les résultats de l'essai effectué ont montré notamment que :

- l'étanchéité de la piscine était conservée,
- la déformation du cuvelage au niveau median du coeur était inférieure à celle calculée (0,4% au lieu de 10%),
- l'énergie mécanique absorbée par la déformation du cuvelage était également inférieure à celle calculée (0,12.% au lieu de 8 %).
- la pression statique exercée sur le cuvelage était du même ordre de grandeur que celui calculé (4,7 bars au lieu de 10,5 bars).

.../...

3) la troisième partie du programme d'essai sur maquette (échelle 1/10) était destinée à vérifier les calculs du cuvelage de la piscine, en respectant la valeur de rendement de 9% (énergie pour la source pyrotechnique 10 fois plus importante que précédemment).

Les conclusions tirées de cet essai sont les suivantes :

- déformation importante du cuvelage au niveau du coeur (2,5 %) mais étanchéité conservée,
- énergie de déformation du cuvelage supérieure à celle déduite précédemment mais inférieure à celle calculée (0,38%),
- importants marteaux d'eau en bout des canaux de neutrons,
- rendement mécanique : 1,7 %,
- énergie dans la gerbe d'eau, de l'ordre de 2/3 de l'énergie mécanique globale.

Les résultats des essais sur maquette montrent l'effet conservatif des méthodes de calcul utilisées et notamment celui de la méthode quasi-statique.

5. PRISE EN COMPTE DE L'ACCIDENT A CARACTERE EXPLOSIF DE TYPE BORAX POUR LE REACTEUR ORPHEE

ORPHEE est le dernier réacteur de recherche à faisceaux sortis construit par la France et, à ce titre, a bénéficié, pour ce qui concerne la prise en compte à la conception de l'accident de type BORAX, des résultats acquis dans ce domaine pour les réacteurs antérieurs et notamment pour le RHF.

Les études effectuées pour ORPHEE peuvent se résumer comme suit :

- détermination de l'énergie thermique initiale en appliquant les mêmes principes que pour le RHF (100% de l'Al fondu, température moyenne 800°C et 5 % de la masse d'Al vaporisée, énergie attribuée à la réaction chimique 5 MJ),

.../...

- détermination de l'énergie mécanique libérée lors de l'accident, y compris la contribution des sources chaude et froide en adoptant un rendement $\frac{\text{énergie mécanique}}{\text{énergie thermique}}$ de 9%,
- détermination des caractéristiques initiales de la bulle de vapeur par la méthode quasi-statique,
- analyse du comportement des structures à partir de l'évolution de la bulle,
- essais sur maquette,

Nous allons examiner succinctement les trois derniers points

5.1 Analyse du comportement des structures

Cette analyse comprend deux parties distinctes :

La première partie concerne la simulation de l'explosion par la détente dans un cylindre ouvert en son sommet, représentant la piscine (le cuvelage de celle-ci est doublé au niveau median du coeur), d'une bulle de gaz parfait, assimilable à la bulle de vapeur déterminée auparavant. L'analyse de la détente permet la détermination des efforts exercés en divers points des structures étudiées et l'évolution de leurs déplacements.

Les premiers calculs en axisymétrique ont donné :

- les valeurs des pics de pression résultant de l'onde initiale et de ses réflexions,
- la variation en fonction du temps de l'énergie libérée par la bulle, de celle absorbée par la paroi au niveau du coeur (~ 30% de l'énergie totale libérée) et du déplacement de cette paroi.

La prise en compte dans un deuxième calcul d'une piscine latérale (correspondant au canal de transfert) accolée à la piscine principale a permis l'évaluation des pics de pression dans cette piscine et a fait apparaître un déplacement de l'eau de la piscine principale vers la piscine latérale.

La deuxième partie concerne l'analyse du comportement des structures sous chargement (celui-ci tient compte des efforts définis précédemment).

Les résultats donnent la répartition des contraintes dans les structures ainsi que leurs déplacements.

Pour ce qui concerne le toit du bâtiment réacteur, l'énergie acquise par la gerbe est prise égale à l'énergie libérée par la bulle, diminuée de l'énergie dissipée dans les structures, et est appliquée à une fraction de la masse d'eau couvrant la bulle. L'impact sur le toit a été estimé.

5.2. Essais sur maquette

L'effet des traversées du cuvelage (sortie des faisceaux de neutrons) et le risque de déchirure du cuvelage à ce niveau qui entraînerait une modification de l'absorption d'énergie par la déformation de la paroi étant difficiles à appréhender par le calcul, des essais sur maquette ont été réalisés.

Ces essais avaient pour objet :

- les traversées du cuvelage. La maquette (échelle 1/10) comprenait la partie déformable du cuvelage et les traversées des canaux,
- la tenue de la tôle de fermeture des canaux ainsi que les fenêtres en bout de canal (maquette d'un canal à l'échelle 1/2),
- la tenue de la vanne de sécurité, placée en bout de canal et appelée à assurer le non dénoyage du coeur en cas de rupture des fenêtres.

Les charges pyrotechniques utilisées précédemment dans les essais sur maquettes ont été remplacées par un canon à air qui permet de générer une onde de pression brutale plus précise et plus reproductible.

Les résultats ont montré que :

- le cuvelage jouait bien son rôle d'absorbeur d'énergie (la déformation mesurée était la moitié de celle calculée en l'absence des passages de canaux et de leur renforcement) et qu'il n'y avait pas de déchirure au niveau de ces passages,
- les tôles arrières des canaux et les fenêtres, malgré leur déformation permanente, avaient bien résisté aux marteaux d'eau induits par la détente de la bulle de gaz fournie par le canon à air et, par là, que l'étanchéité de la piscine était conservée en cas d'accident,
- les vannes de sécurité, qui sont fermées lors des mouvements de combustible dans le coeur (l'occurrence d'un accident de type BORAX a été retenue pendant ces mouvements) et qui doublent, dans la pratique, les fenêtres des canaux, pourraient également résister.

.../...

6. CONCLUSION

Les organismes de sûreté en France ont très tôt recommandé la prise en compte de l'accident explosif de type BORAX dans les réacteurs de type piscine, susceptibles d'être le siège d'une excursion de puissance pouvant conduire à un tel accident.

Les éléments exposés ci-dessus font état de l'évolution de cette prise en compte à partir des résultats et hypothèses avancées sur les phénomènes physiques à la suite des essais BORAX I et SPERT I et de l'accident de SL1.

Les résultats obtenus en France, tant à la suite d'essais sur maquette qu'à la suite de calculs utilisant différentes méthodes, ont montré les écarts entre les valeurs mesurées et calculées et le conservatisme des hypothèses retenues pour la prise en compte de l'accident de type BORAX dans le dimensionnement des structures des réacteurs de type piscine.

Cette prise en compte s'est traduite dans la pratique par certains choix lors de la conception ou de la modification des réacteurs, notamment dans le cas de réacteurs à faisceaux de neutrons pour lesquels les structures sont plus complexes.

Parmi ceux-ci, on peut citer la mise en place de cuvelage à double paroi, d'épaisseur définie au niveau du coeur du réacteur (RHF, ORPHEE), de structures déformables entre la cuve et les parois de la piscine (SILOE) et de vannes de sécurité doublant les fenêtres des canaux permettant la sortie de faisceaux de neutrons.

REFERENCES

- [1] DIETRICH, J.R., Experimental Investigation of the Self Limitation of Power During Reactivity Transients in a Subcooled Water Moderated Reactor, 1955, AECD 3668.
- [2] MILLER, R.W., SOLA, A. and Mc CARDELL, R.K., Report on the SPERT I DESTRUCTIVE TEST PROGRAM, 1964, IDO 16883.
- [3] THOMPSON, T.J., The Technology of Nuclear Reactor Safety, (Editors THOMPSON, T.J. and BECKERLEY, J.G.), MIT Press, Massachusetts, 1 (1964) 608.
- [4] Nucleonics Week, Vol. 24 n° 40 (1983).
- [5] EPSTEIN, L.F., Reactor Safety Aspects of Metal-Water Reactions, 1960, GEAP 3335.
- [6] PASCOUET, Simulation des excursions de puissance, Pile OSIRIS, Rapport C.E.A. n° 2549, Commissariat à l'énergie atomique, Paris (1964).