CEA-R. 2376 - JACQUEMART René

APPLICATION DE LA METHODE DES NEUTRONS PULSES SUR LES PILES ALIZE et AQUILON (1963)

Sommaire.- Différents modes opératoires pour définir la valeur du rapport pourcentage effectif de neutrons retardés/ temps de vie sont exposés.

La méthode classique par neutrons pulsés définit l'anti-réactivité d'un élément absorbant à partir de la relation :

$$\frac{\varrho}{\beta_{eff}} = \frac{\alpha}{\alpha_c} - 1$$

Les manipulations effectuées montrent qu'on ne peut considérer dans ce cas α_c constant pour de très grandes anti-réactivités. L'absorbant introduit dans la pile déforme le flux et augmente l'importance du réflecteur.

Une application de la méthode des neutrons pulsés pour mesurer le titre critique en mg de B/l de divers absorbants est signalée. Les opérations sont effectuées en régime sous-critique avec un certain gain de temps et une grande facilité de dépouillement. Il est intéressant de noter que les résultats ne sont pas affectés par la sensibilité spectrale des absorbants. ./.

CEA-R. 2376 - JACQUEMART René

APPLICATION OF THE PULSED NEUTRON TECHNIQUE ON THE REACTORS ALIZE - AQUILON (1963)

Summary.- Different methods of measuring the ratio effective delayed fraction/ prompt neutron lifetime, α_c, are described.

According to the classic pulsed neutron technique the negative reactivity due to a localized absorber is given by

$$\frac{\varrho}{\beta_{eff}} = \frac{\alpha}{\alpha_c} - 1$$

Experiments are reported which show that in this case α_c can not be considered constant for large reactivities. The absorber element distorts the flux in the system, increasing the importance of the reflector.

An application of the pulsed neutron method to the measurement of critical distributed boron concentrations of various absorber elements is described. Less time is required than for the usual super-critical techniques, and the experimental analysis is simplified. It is interesting to note that the results are not influenced by the spectral sensitivity ./.

(suite n° 2376)

Une méthode modifiée utilisant la technique des neutrons pulsés a été expérimentée.

Les expériences sous-critiques ont permis de définir avec une bonne précision des tailles critiques de réseaux uranium-eau lourde.

1964 37 p.

---

of the control element.

A modified pulsed neutron method has been tried out. This procedure was used to determine by measurements at sub-critical the critical water level of uranium-heavy water lattices with a high precision.

1964 37 p.

PREMIER MINISTRE
COMMISSARIAT A
L'ÉNERGIE ATOMIQUE

APPLICATION
DE LA METHODE DES NEUTRONS PULSES
SUR LES PILES "ALIZE" ET "AQUILON"

par

René JACQUEMART

Rapport C E A - R 2376

1963

CENTRE D'ETUDES
NUCLÉAIRES DE SACLAY

- Rapport C.E.A. n° 2376 -

DEPARTEMENT DES ETUDES DE PILES
Service des Expériences Critiques

APPLICATION DE LA METHODE DES NEUTRONS PULSES SUR LES PILES ALIZE ET AQUILON

par

René JACQUEMART

- Février 1964 -

SOMMAIRE

PREMIERE PARTIE

- CHAPITRE I

Principe de la méthode.

- CHAPITRE II

Appareillage

A - Source de neutrons

B - Compteurs

C - Analyseur de temps

- CHAPITRE III

Problèmes annexes

A - Temps mort de l'installation

B - Bruit de fond

C - Harmoniques

DEUXIEME PARTIE

(Expériences)

- Note n° 1 - Mesure de α_c par dilution (ALIZE II)

- Note n° 2 - Etalonnage d'absorbants (ALIZE II)

- Note n° 3 - Coeurs couplés (ALIZE II)

- Note n° 4 - Réseau uranium - eau lourde - (AQUILON II)

- CONCLUSION

- BIBLIOGRAPHIE

APPLICATION DE LA METHODE DES NEUTRONS PULSES SUR LES PILES ALIZE ET AQUILON

CHAPITRE I

Principe de la méthode.

La technique des neutrons pulsés est utilisée depuis près de huit ans. En France, les premières mesures sur milieu multiplicateur ont été effectuées sur l'empilement RUBEOLE [11].

L'emploi de cette technique tend à se généraliser dans grand nombre de laboratoires de recherche en raison du champ d'application très varié et des progrès réalisés dans l'appareillage électronique. (Transistorisation des analyseurs de temps 256 et 400 canaux - Encombrement réduit des sources pulsées - Exploitation des résultats sur calculatrice électronique).

1° - Etude de la décroissance du flux.

Les expériences sont réalisées sur des réacteurs de puissance nulle. Ces réacteurs sont sous-critiques :

- par introduction d'éléments absorbants
- par empoisonnement du modérateur
- par variation du chargement
- par variation du modérateur

On injecte à l'aide d'une source pulsée ou d'un accélérateur pulsé une bouffée assez intense de neutrons rapides. On constate une première phase de courte durée de l'ordre de la ms dans l'eau légère et d'une vingtaine de ms dans l'eau lourde. Durant ce temps les neutrons rapides se thermalisent et les harmoniques les plus élevés disparaissent.

Au cours d'une seconde phase on observe une décroissance de la densité des neutrons thermiques.

Ceux-ci disparaissent par absorption dans le milieu ou par fuite. La décroissance exponentielle du mode fondamental, après extinction des harmoniques supérieurs, caractérise l'état sous critique du réacteur.

Une troisième phase apparaît lorsque la densité neutronique se stabilise. On observe la superposition du bruit de fond propre de la pile et des neutrons retardés provenant du pulse.

Le bruit de fond dû aux neutrons retardés varie très lentement puisqu'il est la somme de plusieurs exponentielles de périodes assez longues. En pratique on le considère constant pendant

la décroissance des neutrons prompts, c'est-à-dire pendant quelques millisecondes. Par suite le dépouillement des résultats en est facilité (Fig. 1).

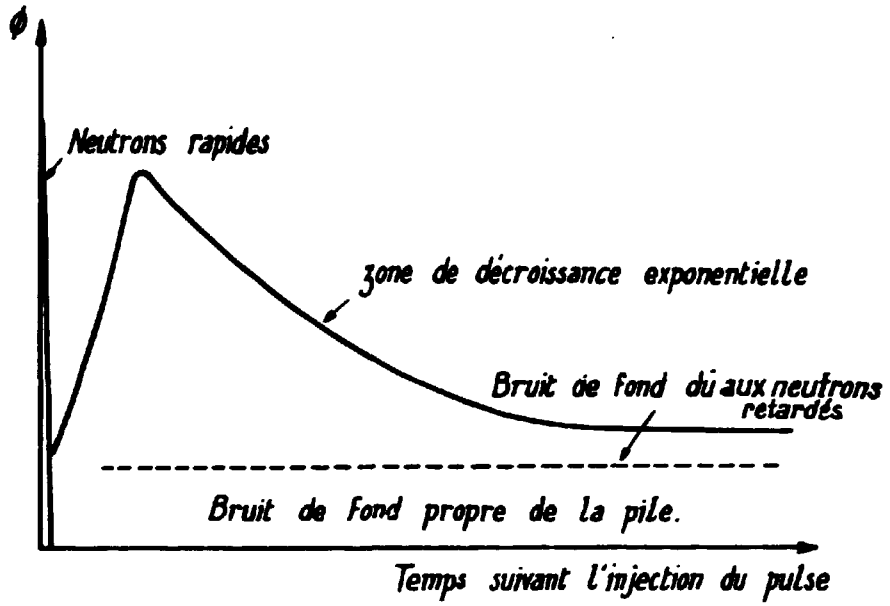


Figure 1

Remarque : L'analyse précédemment définie tient compte d'une seule bouffée de neutrons. En fait les taux de comptage ne seraient pas suffisamment significatifs d'un point de vue statistique. On répète donc les pulsations à des intervalles de temps réguliers. Les informations sont intégrées dans les mémoires associées aux canaux de l'analyseur de temps. La précision d'une mesure est par conséquent liée au temps d'expérimentation.

2° - Equations cinétiques.

On considère seulement l'harmonique fondamental de la distribution des neutrons. L'évolution du réacteur obéit aux équations cinétiques suivantes :

Densité neutronique

$$\frac{\delta n}{\delta t} = \frac{n}{\theta} \left[k_{eff} (1 - \beta) - 1 \right] + \sum_{i}^{m} \lambda_i C_i$$

Equation d'évolution des précurseurs de neutrons retardés.

$$\frac{\delta C_i}{\delta t} = k_{eff} \frac{n}{\theta} \beta_i - \lambda_i C_i$$

k_{eff} = facteur de multiplication effectif

θ = temps de vie des neutrons dans le réacteur

C_i = concentration des précurseurs de neutrons retardés

λ_i = constante radioactive des précurseurs

β_i = fraction du nombre total de neutrons de fission dans le 1er groupe retardé

β = pourcentage total des neutrons retardés = $\sum_i \beta_i$

Les solutions de ces équations sont de la forme :

$$n(t) = \sum A_j \, e^{\omega_j t}$$

$$C_i(t) = \sum C_{ij} \, e^{\omega_j t}$$

En définissant la réactivité par $\rho = \dfrac{k_{eff} - 1}{k_{eff}}$

On obtient après résolution, la relation de NORDHEIM.

$$\rho = \frac{\omega_j \theta}{1 + \omega_j \theta} + \frac{1}{1 + \omega_j \theta} \sum_1^m \frac{\omega_j \beta_i}{\omega_j + \lambda_i}$$

L'équation est de degré sept en ω puisqu'on identifie six groupes de neutrons retardés pour l'uranium 235.

Lorsque le réacteur est sous-critique, toutes les racines de la relation de Nordheim sont négatives. Le flux est représenté par une somme d'exponentielles a exposants négatifs. La méthode par neutrons pulsés consiste à analyser le terme qui décroît le plus rapidement. La plus petite racine ω_o est reliée à l'antiréactivité par la relation :

$$\omega_o = \frac{\rho - \beta_{eff}}{\theta (1 - \rho)}$$

Cette expression peut se mettre sous la forme $\alpha = k_{eff} \, \alpha_c \left(1 - \dfrac{\rho}{\beta_{eff}}\right)$ en désignant par α la constante de décroissance et α_c le rapport $\dfrac{\beta_{eff}}{\theta}$

Pour $k_{eff} \backsimeq 1$, l'antiréactivité en dollars est donné par

$$\boxed{\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{\alpha}{\alpha_c} - 1} \qquad (1)$$

CHAPITRE II

APPAREILLAGE

A - Source de neutrons.

La technique utilisée pour les mesures par neutrons pulsés nécessite l'emploi d'une source de neutrons. Cette source doit produire périodiquement des bouffées de grande intensité [8] [9].

Réaction $^{3}_{1}H\,(d,n)\,^{4}_{2}He$

Pour des deutérons d'énergies comprises entre 0 et 4 MeV, la réaction $^{3}_{1}H\,(d,n)\,^{4}_{2}He$ donne des neutrons d'énergie comprise entre 14 et 21 MeV.

Les cibles se présentent sous forme de tritium adsorbé par du titane fixé sur du cuivre. La section efficace de la réaction deuteron-tritium est égale à 5 barns pour des deutons incidents de 120 keV.

Les sources pulsées utilisées, en provenance du C. E. A., émettent une bouffée de 10^{6} à 10^{7} neutrons pour une largeur de pulse de 1 à 2 microsecondes (figure 2). Une intensité plus grande entraînerait des problèmes de refroidissement des cibles.

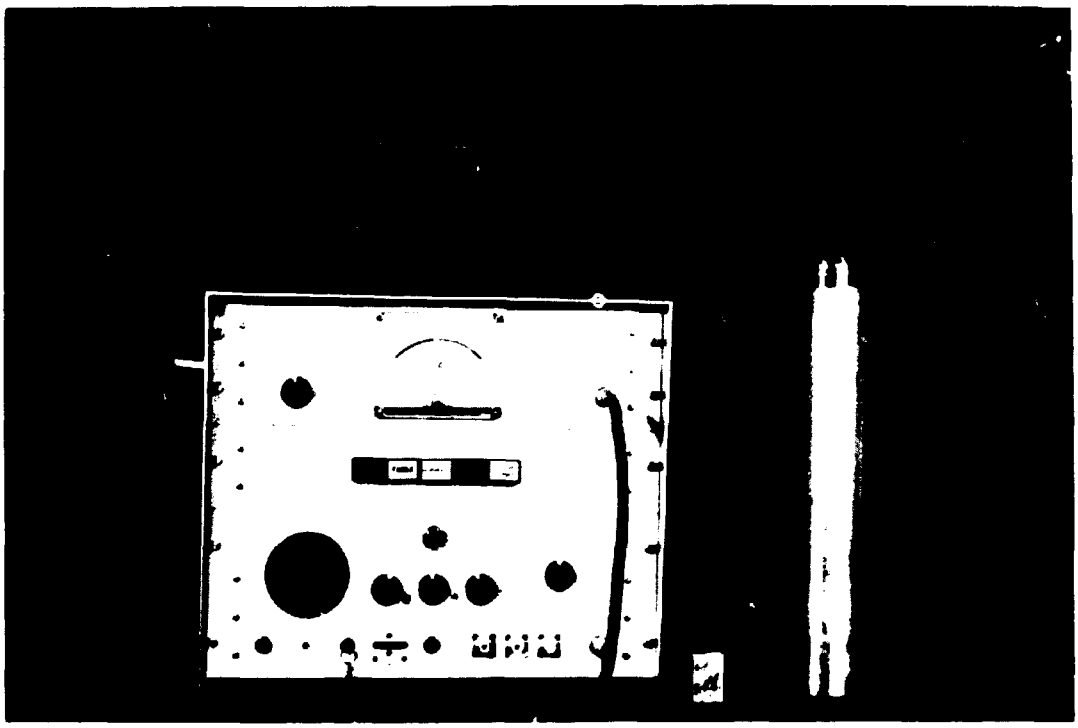
Dans le cas d'un accélérateur une haute fréquence pulsée ionise le deutérium et produit un faisceau d'ions. Ce faisceau de deutons est focalisé sous vide et dirigé sur la cible de tritium.

Fréquence des pulsations

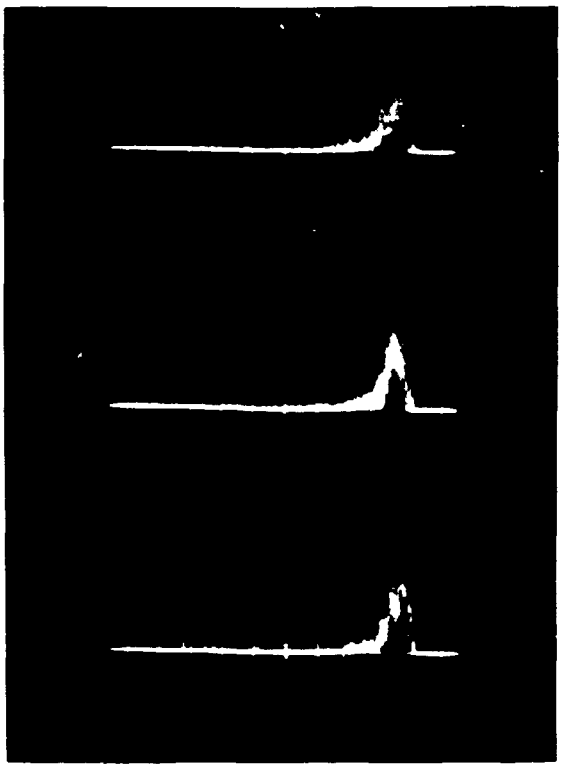
Deux facteurs déterminent cette fréquence. Elle est fixée par l'expérimentateur en fonction de la décroissance observée et du bruit de fond propre de la pile. L'injection de bouffées de neutrons très espacées permet aux neutrons retardés de décroître suffisamment pour que le rapport signal, bruit de fond, soit élevé (AQUILON).

En fait, pour avoir suffisamment d'informations dans un temps raisonnable, il est nécessaire d'avoir une assez grande fréquence de pulsations.

Sur la pile ALIZE les décroissances analysées sont de l'ordre de 50 millisecondes. Un taux de répétition de 20 pulses par seconde correspondrait au temps minimum de manipulations. En fait, on est limité par les sources à 3 pulses par seconde.



Générateur de neutrons et source pulsée



- Fig. 2 -

Pulse de neutrons rapides (1 carreau = 1 µsec)

Position des sources

Il convient de les placer à l'extérieur du coeur pour ne pas perturber le réseau.

On dispose de deux types de sources :

ϕ : 230 L = 500

et ϕ : 98 L = 454

- ALIZE

Deux sources sont placées à l'extérieur de la cuve contenant le coeur pour des raisons d'étanchéité (figure 3).

Ces sources sont disposées à mi-hauteur des éléments combustibles. Elles sont diamètralement opposées et leur déclenchement est synchronisé.

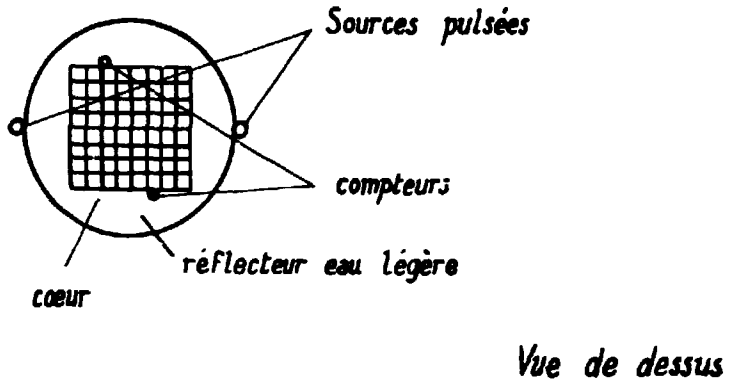


Figure 3

- AQUILON

La pile étant entourée d'un réflecteur de graphite sans canaux suffisamment larges, les sources sont au dessus du niveau d'eau lourde entre les barreaux de combustible.

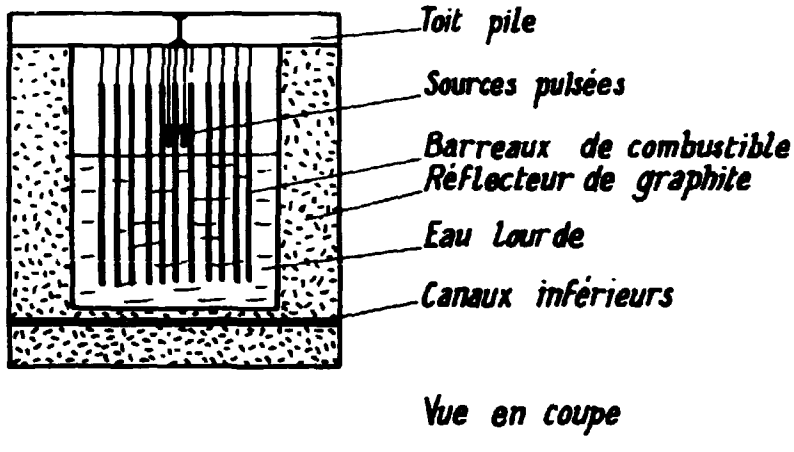


Figure 4

B - Compteurs.

La détection des neutrons présente des difficultés car les détecteurs doivent avoir un temps de résolution très faible. Ils doivent également être peu sensibles aux rayonnements γ.

Les modèles de compteurs utilisés sont :

14 NE 31 - sur la pile Aquilon, rendement 14 cps pour $1n/cm^2.s$

5 NE 12 - sur la pile Alizé, rendement 5 cps pour $1n/cm^2.s$

- Position des compteurs.

Leur position doit minimiser les effets des harmoniques les plus élevés. S'il existe des doutes sur la pureté des harmoniques les mesures sont faites pour plusieurs positions des compteurs. Des constantes de décroissance identiques témoignent de la pureté du mode fondamental.

En fait à Alizé des mesures effectuées sur des coeurs homogènes en introduisant des antiréactivités de 5 dollars semblent montrer que la constante de décroissance est indépendante de la position des compteurs.

- ALIZE

Les compteurs sont immergés dans le réflecteur, contre le coeur à égale distance des deux sources. Dans la mesure du possible ils sont placés au noeud du premier harmonique c'est-à-dire au sixième d'un côté à partir de l'axe.

- AQUILON

Ils sont situés dans des canaux horizontaux ϕ 60 mm percés dans le lit de graphite inférieur.

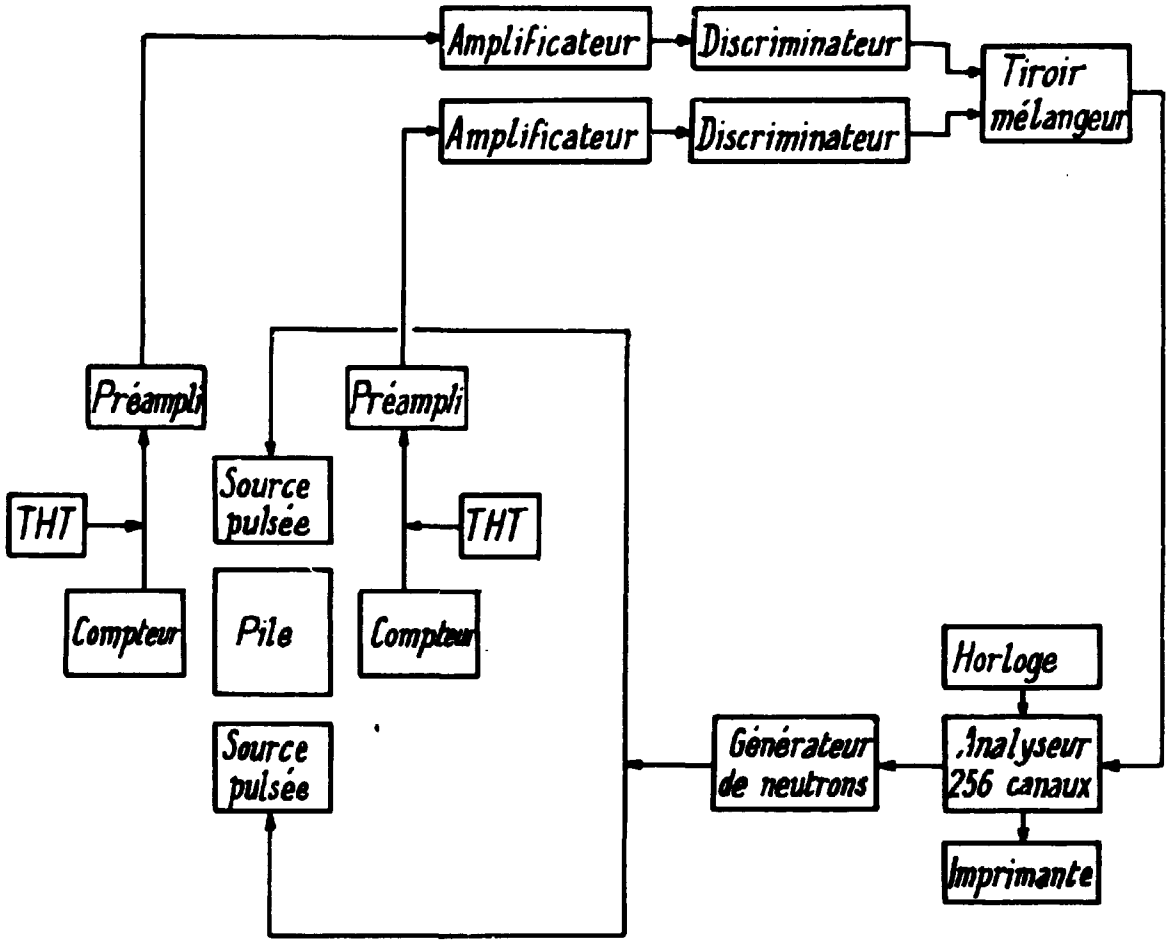
C - Analyseur de temps.

L'étude de la décroissance de la densité neutronique en fonction du temps est faite à l'aide d'un analyseur de temps à 256 canaux. Un organe commande la synchronisation entre le déclenchement des sources et le démarrage des comptages. Les informations sont accumulées sur mémoires magnétiques et transcrites par une imprimante, la manipulation terminée.

Le schéma (figure 5) traduit le principe de fonctionnement général.

Schéma de l'équipement utilisé

Figure 5



CHAPITRE III

PROBLEMES ANNEXES

A - Mesure du temps mort de l'installation.

La manipulation est destinée à mesurer le temps mort de l'ensemble comprenant les deux chaînes de détection et l'analyseur de temps.

Principe utilisé

Les deux compteurs BF_3 et les deux sources pulsées occupent leur position fixe habituelle dans la pile.

Afin d'avoir un taux de comptage élevé dans les canaux du TMC la pile n'est que très légèrement sous critique (-20 pcm).

Le processus expérimental est le suivant. On branche une première source pulsée S_1 et on enregistre la décroissance du flux. On débranche la source S_1 et on utilise la source S_2 pendant le même temps. On obtient un second enregistrement. Troisième temps : les deux sources S_1 et S_2 synchronisées fonctionnent simultanément.

On obtient par conséquent pour chaque canal un taux de comptage dû aux deux sources séparées puis additionnées.

Pour un taux de comptage mesuré m correspondant à une activité réelle n on définit un temps mort τ pour chaque canal.

$$\tau = \frac{m_1 + m_2 - m_{1\,2} - m_b}{2\, m_1\, m_2 - m_b\,(m_1 + m_2 + m_{1\,2})}$$

Les résultats suivants ont été obtenus :

n° du canal	4	25	30	32	34	35	37	39	42	49	50
temps mort en µs	12,9	16,9	18,1	10,81	15,1	18,6	10,5	14,9	13,2	17,5	12,2
	52	57	59	60	69						
	17,1	13,9	14,4	10,1	16,7						

On en déduit un temps mort moyen :

$$\bar{\tau} = 15 \ \mu s \qquad \sigma = 3$$

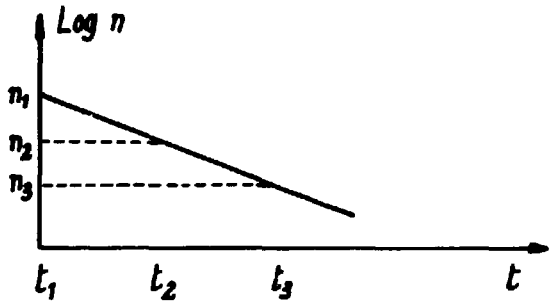
Mesure du temps mort à partir d'une décroissance.

On considère une décroissance exponentielle. Pour trois points de cette courbe, on peut écrire

$$n_2 = n_1 \, e^{-\alpha (t_2 - t_1)}$$

$$n_3 = n_2 \, e^{-\alpha (t_3 - t_2)}$$

$$n_i = \frac{m_i}{1 - m_i \tau}$$



Pour des intervalles de temps égaux $t_2 - t_1 = t_3 - t_2$ on obtient l'expression

$$\tau = \frac{m_1 m_3 - m_2^2}{2 m_1 m_2 m_3 - m_2^2 (m_1 + m_3)}$$

Pour tous les points d'une décroissance on obtient un temps mort moyen. Le calcul programmé a donné

$$\tau = 14 \ \mu s \qquad \sigma = 2,5$$

Remarque : D'une manière générale les taux de comptage au cours d'une manipulation pulsée doivent être suffisamment bas pour que les corrections de temps mort soient très faibles.

B - Bruit de fond

Pour obtenir une valeur exacte de la constante de décroissance, il faut soustraire les différents bruits de fond qui se manifestent dans le réacteur sous critique. Nous allons considérer les diverses sources de neutrons.

a) - Source Radium-Beryllium

Cette source utilisée à ALIZE n'augmente pas le bruit de fond lorsqu'elle est en position basse.

b) - Source de neutrons pulsés

Des manipulations ont été effectuées dans de l'eau légère pour étudier le bruit résiduel des sources.

Les mesures ont montré qu'après l'émission du pulse les sources n'émettent aucun bruit de fond parasite.

c) - Neutrons retardés

Ils apparaissent lors de la désintégration par radioactivité de certains produits de fission tels le Br^{87} et l'I^{137}. Les différents émetteurs décroissent avec des périodes différentes. En considérant la relation (11) on montre dans le cas où les fissions spontanées sont négligeables que le rapport $\frac{\text{Signal}}{\text{Bruit de fond des neutrons retardés}}$ est :

$$\boxed{\frac{N_o}{b} = \frac{\beta_{eff}}{\theta} \; R\,(1-R)\,T}$$

T = période de pulsations $\qquad R = \dfrac{k_{eff} - 1}{k_{eff}\;\beta_{eff}}$

En diminuant la fréquence de répétition des pulses on abaisse le bruit de fond dû aux neutrons retardés.

d) - Fissions spontanées

Les éléments combustibles d'ALIZE sont constitués d'U^{235} à 90 p. 100 et l'émission de neutrons à partir des fissions spontanées n'est pas importante. Il est par conséquent possible d'opérer près de la criticalité.

Dans le cas d'une pile à eau lourde (AQUILON) les manipulations deviennent moins précises lorsque la quantité d'U^{238} augmente.

Le rapport : signal sur fissions spontanées est de la forme : $\dfrac{a\,S_o\,\alpha}{M}$

a : coefficient caractérisant l'efficacité des sources $\sim$ 0,1 pour AQUILON

S_o : neutrons émis par bouffée

M : poids d'U^{238} en gr

α : constante de décroissance en s^{-1}

e) - Photoneutrons

Les γ des produits de fission réagissent sur l'eau lourde en donnant des neutrons. On minimise l'effet si on n'effectue pas de mesures après une irradiation.

C - Harmoniques.

On considère l'équation d'évolution

$$\frac{1}{V}\;\frac{d\phi}{dt} = H\phi$$

H est un opérateur défini par les constantes du milieu matériel. Les fonctions propres f_n de l'opérateur vH admettent α_n comme valeurs propres.

$$vH\ f_n = \alpha_n f_n$$

Les fonctions propres $f_n(\vec{r})$ forment un système complet. Il existe une fonction $f(\vec{r})$ représentée par la série

$$f(\vec{r}) = \sum_n C_n f_n(\vec{r})$$

En développant le flux sur la même base

$$\phi(t) = \sum_n C_n(t) f_n$$

En portant dans l'équation d'évolution

$$\sum_n \frac{dC_n}{dt} f_n = vH C_n(t) f_n \qquad \text{d'où} \qquad C_n(t) = C_n(0)\ e^{\alpha_n t}$$

$$\phi(\vec{r}, t) = \sum_n C_n(0)\ f_n(\vec{r})\ e^{\alpha_n t}$$

L'opérateur H est hermitique et toutes les valeurs propres α_n sont réelles. Expérimentalement on s'intéresse seulement au mode fondamental. Considérons par exemple l'équation donnant la distribution des neutrons, en théorie de l'âge, dans le cas d'un réacteur cubique d'arête a.

Les constantes de décroissance sont de la forme :

$$\alpha_{mnp} = v \left\{ D B^2_{mnp} - (k_\infty\ e^{-B^2_{mnp}\tau} - 1)\ \Sigma_a \right\}$$

Pour une pile à eau légère - Uranium enrichi sous critique de 10 000 pcm dont les constantes sont

$$D = 0,3\ \text{cm} \qquad v = 0,28.10^6\ \text{cm/s} \qquad \Sigma_a = 0,071\ \text{cm}^{-1}$$

$$B^2_{111} = \frac{3\pi^2}{a^2} = 0,0047\ \text{cm}^{-2}$$

on obtient pour la constante de décroissance du mode fondamental

$$\alpha_{111} \backsimeq 2\,000\ \text{s}^{-1}$$

Pour l'harmonique prépondérant 3.1.1.

$$B^2_{311} = \frac{11\pi^2}{a^2} = 0,017\ \text{cm}^{-2} \qquad \text{on a} \qquad \alpha_{311} \backsimeq 10\,000\ \text{s}^{-1}$$

On constate que les harmoniques les plus élevés décroissent rapidement. Leur décroissance par rapport au fondamental est d'autant plus rapide qu'on approche de l'état critique.

Le retard de l'analyseur de temps doit être réglé pour n'étudier que la décroissance du fondamental.

Les compteurs doivent être placés aux noeuds des harmoniques. Si on considère l'exemple du cube d'arête a, l'origine étant prise sur un sommet, les fonctions propres sont :

$$f_{mnp}(x,y,z) = \sin \frac{m\pi x}{a} \quad \sin \frac{n\pi y}{a} \quad \sin \frac{p\pi z}{a}$$

m, n, p sont des entiers positifs.

En plaçant le détecteur au tiers d'une arête, on supprime par conséquent l'harmonique 3.1.1.

Analyse des décroissances

La décroissance du flux est analysée sur 256 canaux. Il est donc possible de calculer la constante de décroissance pour différents intervalles de temps. Lorsque les harmoniques ont suffisamment décru, la valeur de α devient constante. Elle correspond par conséquent au mode fondamental.

L'exemple suivant donne les valeurs de α par moindres carrés pour différents temps après l'injection des pulses de neutrons dans la pile.

Canaux considérés	$\alpha\ s^{-1}$
15 à 180	238
20 à 180	235
30 à 180	230
40 à 180	224
70 à 180	221
80 à 180	222

DEUXIEME PARTIE

- NOTE N° 1 -

- MESURE DE α_c PAR DILUTION

1° - <u>But des manipulations.</u>

La première série d'expériences par neutrons pulsés est destinée à mesurer

le rapport $\frac{\text{Pourcentage effectif des neutrons retardés}}{\text{Temps de vie}}$

Cette valeur α_c donne des indications utiles pour une étude de cinétique des piles puisqu'elle permet de connaître le temps de vie des neutrons. On comparera le résultat trouvé à celui obtenu à partir des constantes du réseau.

2° - <u>Présentation du coeur.</u>

Le coeur de la pile ALIZE II au cours de la manipulation suivante comporte 8 x 8 boîtes. Chaque boîte contient 12 plaques d'Uranium enrichi à 90 p. 100 en U^{235}, et 28 plaques d'aluminium.

3° - <u>Mode opératoire.</u>

La pile est légèrement sous-critique. Pour différentes dilutions obtenues à partir de ballons d'eau d'une contenance de 20 litres, on effectue des prélèvements afin de connaître la concentration en Bore dans la pile. Ce dosage est obtenu par voie chimique avec une incertitude de 0,3 p. 100. Pour des variations faibles il est calculé en valeur relative avec une meilleure précision à partir des volumes d'eau rajoutés.

Pour chaque dilution qui correspond à un état sous critique différent, on envoie des bouffées de neutrons n fois par seconde. La décroissance du flux est enregistrée sur bande imprimée et sur bande perforée.

4° - <u>Corrections.</u>

Cette décroissance doit être corrigée en tenant compte :

a) du bruit de fond de la pile :

b) du temps mort de l'installation.

La constante de décroissance α est obtenue par un programme de moindres carrés tenant compte des diverses corrections (programme CAPUCINE par M. MORIER). [24]

c) les mesures sont ramenées à la même température.

α est corrigé en utilisant la relation

$$\frac{\partial \alpha}{\partial T} = \frac{1}{\theta} \cdot \frac{\partial \rho}{\partial T} \qquad (5)$$

5° - Mesure de α_c.

La courbe $\alpha = f$ (concentration en mg de Bore) donne la valeur de $\alpha_c = \frac{\beta_{eff}}{\theta}$ pour la concentration critique.

6° - Résultats expérimentaux.

Manipulation	Concentration en mg B/l obtenue par dosage chimique	Valeur de α s^{-1}
1	181,4 ± 0,5	137,9 ± 1,2
2	180,4 ± 0,5	134,1 ± 1,2
3	178,9 ± 0,5	126,3 ± 1,2
4	177,6 ± 0,5	115,3 ± 1,2
5	175,3 ± 0,5	106,7 ± 1,2

Un ajustement par la méthode des moindres carrés donne la pente de la droite passant par ces cinq points

Pente A = 563,6 ± 1,8 $\qquad \sigma$ = 0,6

Le titre critique à 20° obtenu par approche cinétique à partir des dosages est :

T_c = 175,2 ± 2 mg de B/l $\qquad \sigma$ = 0,5 mg de B/l

N. B. - Les mesures par approche cinétique reposent sur les valeurs du temps de doublement de la puissance pour différents états sur-critiques. On relie le temps de doublement à la réactivité de la pile par la relation de Nordheim.

A ce titre critique correspond

$$\alpha_c = \frac{\beta_{eff}}{\theta} = 104 \pm 5\ s^{-1}$$

7° - Comparaison avec les constantes du réseau.

Les programmes M U F T et SOFOCATE permettent d'obtenir les constantes rapides et thermiques du réseau.

L'expression du temps de vie est

$$\theta = \frac{\int \Sigma_i \; \frac{\phi_i^+(r)\,\phi_i(r)}{v_i}\, dr}{\int \Sigma_i \; \Sigma_j \; \chi_j \, \phi_j^+(r)\, \nu \Sigma_{fi}\, \phi_i(r)\, dr} \qquad (6)$$

(ANL 5800)

v_i = vitesse moyenne des neutrons pour le groupe considéré

$\phi_i(r)$ = flux direct (groupe i)

$\phi_i^+(r)$ = flux adjoint (groupe i)

ν = nombre moyen de neutrons émis par fission

Σ_{fi} = section efficace macroscopique de fission

χ_j = composantes du spectre de fission

En théorie à deux groupes, le temps de ralentissement est :

$$\theta_1 = \frac{\int_{pile} \phi_1 \, \phi_1^+ \, dV}{v_1 \, \nu \Sigma f_1 \int_{coeur} \phi_2 \, \phi_1^+ \, dV} = 0{,}26.10^{-5}\ s$$

Le temps de diffusion est :

$$\theta_2 = \frac{\int_{pile} \phi_2 \, \phi_2^+ \, dV}{v_2 \, \nu \Sigma f_2 \int_{coeur} \phi_2 \, \phi_1^+ \, dV} = 6{,}40.10^{-5}\ s$$

Les différentes intégrales sont calculées à l'aide du code RIFIFI.

- Fraction effective de neutrons retardés.

$$\beta_{eff} = \beta \; \frac{\int \chi'(v') \, \phi^+(r,v') \, \nu \Sigma f(r,v) \, \phi(r,v) \, dr \, dv \, dv'}{\int \chi(v') \, \phi^+(r,v') \, \nu \Sigma f(r,v) \, \phi(r,v) \, dr \, dv \, dv'} \qquad (7)$$

(ANL 5800)

Les notations utilisées sont les mêmes que précédemment.

La fraction effective des neutrons retardés diffère de la vraie fraction des neutrons retardés. En effet, ces derniers sont émis avec une énergie moyenne plus basse que les neutrons prompts de fission. Leur probabilité de fuite est donc réduite. Le rapport $\frac{\beta_{eff}}{\beta}$ dépend de la composition et de la géométrie du coeur.

Le calcul effectué en considérant six groupes d'énergie (rapide, intermédiaire, épithermique, thermique et deux groupes pour les neutrons retardés) a donné en utilisant le code SEC 031 écrit par M. CHARLES [15].

$$\beta_{eff} = 709.10^{-5}$$

On a par conséquent :

$$\alpha_{\text{calculé}} = \frac{\beta_{\text{eff}}}{\theta} = 107 \pm 6\ s^{-1}$$

et

$$\alpha_{\text{n. pulsés}} = \frac{\beta_{\text{eff}}}{\theta} = 104 \pm 5\ s^{-1}$$

Remarque.: La pente $\alpha = f(T)$ donne l'antiréactivité du mg de Bore.

- NOTE N° 2 -

- ETALONNAGE D'ABSORBANTS - ALIZE II -

- But des manipulations.

Au cours du programme expérimental effectué sur un réseau faiblement capturant "chargement 34", une série de plaques absorbantes a été testée par approche cinétique et par neutrons pulsés.

Le but des présentes manipulations est double :

a) Rechercher les conditions qu'il faut satisfaire pour avoir un bon accord par les deux méthodes,

b) Tester la technique des neutrons pulsés pour obtenir des valeurs très précises de titres critiques, avec un certain gain de temps et une plus grande facilité de dépouillement.

I

La possibilité offerte par ALIZE II d'ajuster la criticalité à l'aide de Bore soluble a permis de mettre en évidence la variation du temps de vie après introduction d'un absorbant localisé.

A - Mesure de α_c pour le coeur de référence.

Le coeur est constitué de 8 x 8 boîtes de combustible standard d'Uranium enrichi.

La concentration critique est de 376,5 mg de B/l. La technique est identique à celle développée dans la note n° 1.

$$\alpha_c = \frac{\beta_{eff}}{\theta} = 125\ s^{-1} \qquad \sigma = 6$$

B - Mesure de α_c avec plaques absorbantes.

Le réacteur contient deux plaques de cadmium distantes de 172 mm dans la lame centrale

Les dimensions sont les suivantes :

Hauteur	1 000 mm
Largeur	170 mm
Epaisseur	6 mm

Au titre critique donné par approche cinétique T_c = 209,1 mg de B/l σ = 0,1 correspond

$$\alpha_c = \frac{\beta_{eff}}{\theta} = 114\ s^{-1} \qquad \sigma = 4$$

Conclusion :

En estimant que le pourcentage effectif de neutrons retardés est peu affecté par l'absorbant introduit dans la pile, on constate une variation de 10 p. 100 du temps de vie.

II

A - Mesure de titres critiques.

La concentration en Bore dans la pile est telle que le réacteur est sous critique avec la plaque la moins absorbante.

En conservant la même concentration on obtient pour chaque plaque une constante de décroissance.

Le temps moyen d'une manipulation est de 30 minutes avec une fréquence de répétition de deux pulses par seconde.

Ce temps de mesure donne pour α une précision de 0, 5 p. 100.

- Résultats expérimentaux.

L'expérience montre que pour une douzaine de plaques dont l'efficacité varie entre 2 000 et 6 000 p.c.m., α apparaît comme une fonction linéaire du titre critique (tableau I, figure 6). Les plaques sont disposées dans la lame d'eau centrale de 10 mm. Les distances entre plaques sont indiquées entre crochets. La largeur des plaques varie de 120 à 190 mm, leur épaisseur de 1 à 6 mm.

Les mesures ont été effectuées avec une concentration de 312 mg B/l.

Remarque : Il est important de noter que les antiréactivités produites sont liées à des effets neutroniques très différents. Ils varient soit par la forme du flux (introduction dans un cas d'un élément au centre et dans un autre cas de deux plaques éloignées), soit par leur sensibilité spectrale (plaque Cadmium et plaque Argent Indium Cadmium).

Pour tous les points mesurés, on observe une variation linéaire de α en fonction du titre critique.

- Utilisation pratique.

Dans le cas où on recherche le titre critique pour un grand nombre d'absorbants, on peut opérer de la manière suivante.

On définit la droite α en fonction du T_c en mesurant ce T_c par approche cinétique et α pour quelques plaques.

Pour les autres absorbants, la valeur de α obtenue par n. p. donne directement le T_c à partir de la droite $\alpha = f(T_c)$.

On peut considérer le cas de la plaque 1 Cd 120-6 au centre dont le titre critique n'a pas été mesuré par approche cinétique.

A la constante de décroissance α = 187 correspond par cette méthode un titre critique

T_c = 299,5 ± 1,5 mg de B/l.

B - Mesure d'antiréactivités.

La constante de décroissance est liée à l'antiréactivité de la pile par la relation

$$\alpha = \frac{k\,\beta_{eff}}{\theta}\left(1 + \frac{\rho}{\beta_{eff}}\right) \qquad (8)$$

Un premier dépouillement utilisant le rapport $\frac{\beta_{eff}}{\theta}$ = 125 s^{-1} obtenue avec la pile sans absorbant localisé a donné pour les antiréactivités un écart systématique.

Cette déviation était d'autant plus importante que les plaques mesurées étaient plus absorbantes.

On peut supposer que le pourcentage effectif de neutrons retardés ne varie pas dans de grandes proportions et que cet écart est dû aux variations du temps de vie, l'importance du réflecteur étant accru après l'introduction d'une plaque.

La seconde manipulation dans la pile, critique avec deux plaques de Cadmium et une nouvelle concentration de Bore, a donné

$$\frac{\beta_{eff}}{\theta} = 114\ s^{-1}$$

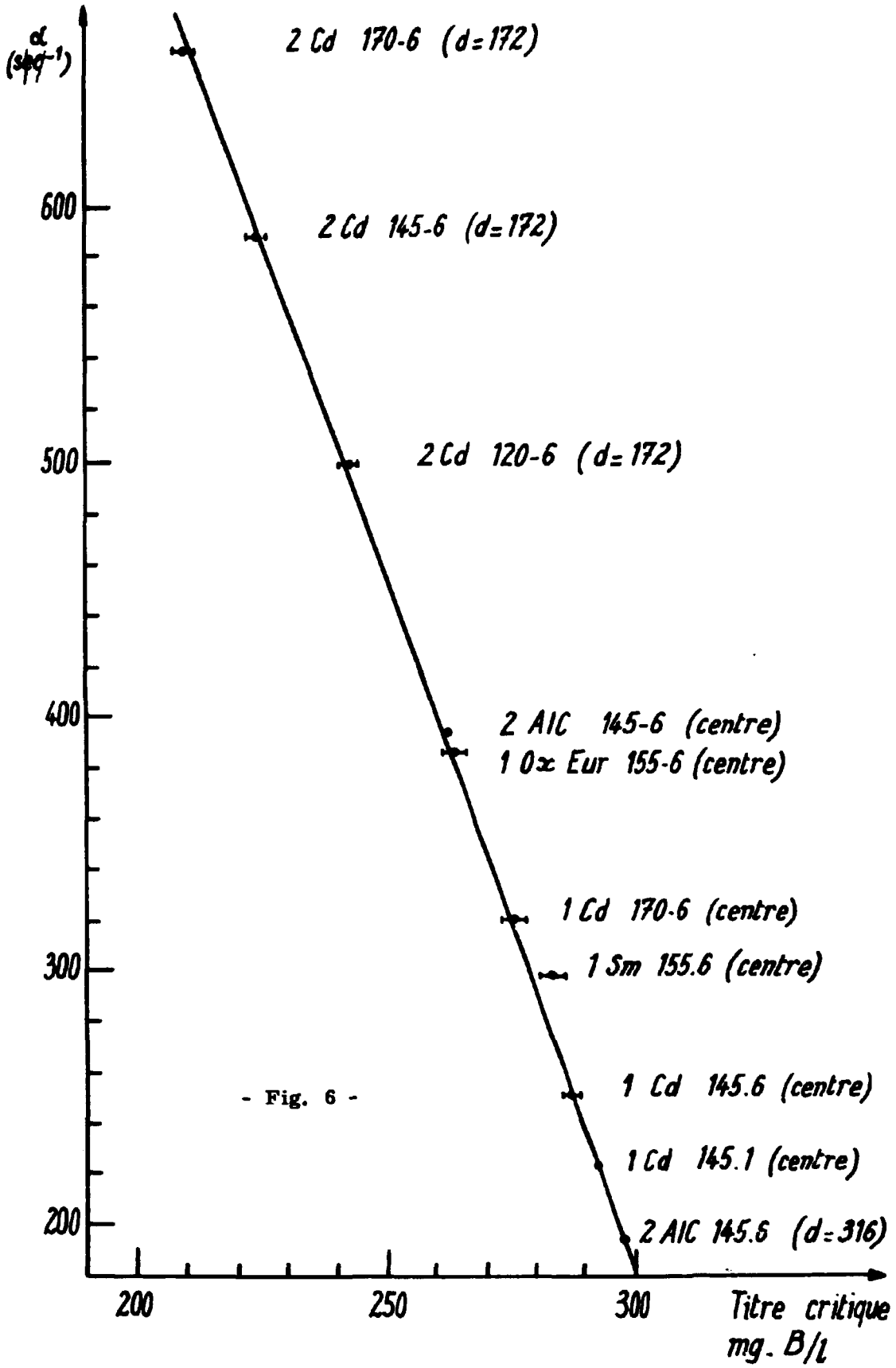
N'ayant pas mesuré le rapport $\frac{\beta_{eff}}{\theta}$ dans tous les cas, on a considéré la variation du temps de vie comme proportionnelle à l'efficacité de l'élément dans le cas d'un absorbant localisé.

Les antiréactivités données par n. p. sont comparées aux valeurs obtenues en faisant le produit du mg de Bore par la différence des titres critiques avec et sans plaque (cf. tableau II).

TABLEAU I

Nature des plaques absorbantes	Titre critique par approche cinétique	$\alpha\ s^{-1}$
2 AIC 145-6 (d = 516)	297,99 $\Delta = 0,07$ $\sigma = 0,15$	194 ± 1
1 Cd 120-6 (centre)		187 ± 1
1 Cd 145,1 (centre)	292,38 $\Delta = 2,05$ $\sigma = 0,0477$	224 ± 1
1 Cd 145,6 (centre)		252 ± 1,2
1 AIC 145-6 (centre)	261,53 $\Delta = 0,085$ $\sigma = 0,18$	386 ± 2
1 Samarium 155-6 (centre)	282,86 $\Delta = 2,34$ $\sigma = 0,24$ *	298 ± 1,5
1 Ox Europium 155,6 (centre)	263,65 $\Delta = 2,21$ $\sigma = 0,078$ *	387 ± 2
1 Cd 170-6 (centre)	275,86 $\Delta = 0,043$ $\sigma = 0,011$	321 ± 2
2 Cd 120-6 (d = 172)	242,84 $\Delta = 0,4$ $\sigma = 0,047$ *	500 ± 3
2 Cd 145-6 (d = 172)	223,73 $\Delta = 0,079$ $\sigma = 0,019$ *	589 ± 3
2 AIC 145-6 (d = 172)	182,46 $\Delta = 1,48$ $\sigma = 0,034$ *	804 ± 4
2 Cd 170-6 (d = 172)	209,15 $\Delta = 1,7$ $\sigma = 0,008$	662 ± 3

* Résultats partiels.


α (s⁻¹)
600
500
400
300
200
2 Cd 170-6 (d=172)
2 Cd 145-6 (d=172)
2 Cd 120-6 (d=172)
2 AIC 145-6 (centre)
1 Ox Eur 155-6 (centre)
1 Cd 170-6 (centre)
1 Sm 155.6 (centre)
1 Cd 145.6 (centre)
1 Cd 145.1 (centre)
2 AIC 145.6 (d=316)
200
250
300
Titre critique
mg. B/l

- Fig. 6 -

TABLEAU II

Nature des plaques absorbantes	Antiréactivités par approche cinétique pcm	Antiréactivités par neutrons pulsés pcm
2 AIC 145-6 (d = 516)	2580 ± 70	2540 ± 80
1 Cd 120-6 (centre)		2490 ± 80
1 Cd 145-1 (centre)	2760 ± 70	2720 ± 80
1 Cd 145-6 (centre)		2900 ± 90
1 AIC 145-6 (centre)	3770 ± 100	3790 ± 110
1 Samarium 155-6 (centre)	3070 ± 70	3180 ± 100
1 Ox Europium 155-6 (centre)	3700 ± 90	3730 ± 100
1 Cd 170-6 (centre)	3300 ± 80	3320 ± 100
2 Cd 120-6 (d = 172)	4390 ± 110	4450 ± 130
2 Cd 145-6 (d = 172)	5000 ± 120	5000 ± 150
2 AIC 145-6 (d = 172)	6270 ± 160	6360 ± 190
2 Cd 170-6 (d = 172)	5500 ± 140	5470 ± 160

- NOTE N° 3 -

- COEURS COUPLES - ALIZE II -

Ces manipulations par neutrons pulsés sont destinées à mesurer la variation de α_c pour des géométries différentes : coeurs couplés, coeur rectangulaire et coeur carré.

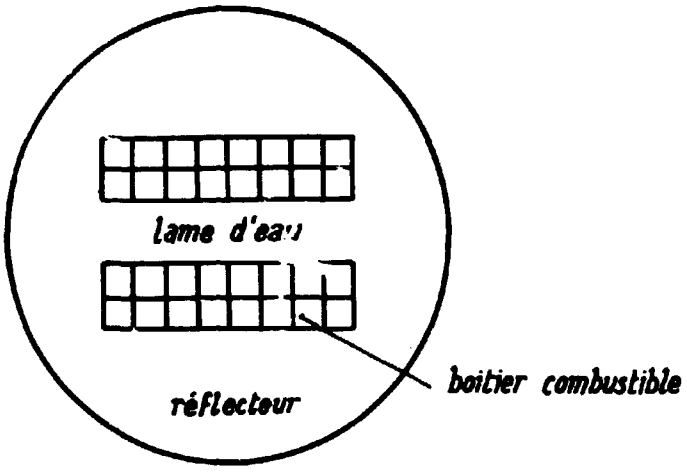
Le rapport $\frac{\text{métal}}{\text{eau}}$ demeure constant dans tous les cas.

Un mode de dépouillement permettant d'augmenter la précision des mesures est également exposé.

A - Coeurs couplés.

La configuration étudiée est constituée par deux coeurs totalisant 32 boitiers.

Ces deux coeurs sont séparés par une lame d'eau de 19 cm.



Chaque boîtier contient 28 plaques d'Uranium enrichi. Les changements de réactivité sont obtenus en modifiant le nombre des plaques dans les boîtiers périphériques et en conservant l'homogénéité des coeurs.

Les antiréactivités indiquées dans le tableau III ont été calculées à partir des valeurs de plaques mesurées par approche cinétique.

La relation de Nordheim utilisée dans les différentes géométries est tabulée en considérant la fraction de neutrons retardés effective égale à 640 p. c. m.

Les constantes de décroissance obtenues pour différents niveaux sous-critiques sont les suivantes :

TABLEAU III

Antiréactivité p. c. m.	- 130 ± 5	- 174 ± 10	- 280 ± 15	- 430 ± 20
Constante de décroissance	189,5 ± 2	202 ± 4	224 ± 4	265 ± 5

La relation liant α à l'antiréactivité étant donnée par :

$$\alpha = k \frac{\beta_{eff}}{\theta} \left(1 + \frac{\rho}{\beta_{eff}}\right) \qquad (8)$$

Un ajustement linéaire donne pour $\rho = 0$

$$\alpha_c = \boxed{\frac{\beta_{eff}}{\theta} = 157,5\ s^{-1} \pm 14 \qquad \sigma = 2,3}$$

- Dépouillement par point moyen

Au lieu de faire un simple ajustement par moindres carrés on peut analyser les résultats du tableau III différemment pour trouver α_c avec une plus grande précision.

Cette amélioration est possible car l'ajustement précédent ne tient pas compte de toutes les informations disponibles.

En effet, la relation (8) peut s'écrire :

$$\boxed{\alpha = \frac{k\,\beta_{eff}}{\theta} \left(1 + \frac{\beta_{\rho = 640}}{640}\right)} \qquad (9)$$

en considérant :

$$\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{\rho_{\beta = 640}}{640} \qquad (10)$$

L'expression (10) est vérifiée aisément. Pour un groupe de neutrons retardés, l'équation de Nordheim s'écrit :

$$\rho \sim \theta\omega + \frac{\beta\omega}{\omega + \lambda}$$

Dans le cas des piles à eau légère ($\theta \sim 5.10^{-5}$ s) le terme $\theta\omega$ est négligeable devant $\frac{\beta\omega}{\omega+\lambda}$. La réactivité est donc proportionnelle à la fraction de neutrons retardés.

L'équation de Nordheim tabulée en considérant six groupes de neutrons retardés donne un résultat équivalent pour 10 pcm $< \rho <$ 500 pcm, d'où (10).

La relation (9) montre donc qu'une valeur de α et une valeur de ρ suffisent à déterminer le rapport $\frac{\beta_{eff}}{\theta}$. Les données du tableau III permettent de calculer un point moyen.

$$\bar{\rho}_{\beta = 640} = \frac{\sum_{i}^{n} \rho_i \; \beta = 640}{n} = - 253,5 \text{ pcm} \pm 7,5$$

$$\bar{\alpha} = \frac{\sum_{i}^{n} \alpha_i}{n} = 220,1 \; s^{-1} \pm 2,6$$

De l'équation (9) on tire :

$$\boxed{\frac{\beta_{eff}}{\theta} = 158 \; s^{-1} \pm 4}$$

Il est important de noter que ce résultat est indépendant du β_{eff} considéré dans la relation de Nordheim pour la mesure des plaques par approche cinétique.

On remarque que l'incertitude trouvée est nettement plus faible que précédemment.

Il convient toutefois de s'assurer que l'on n'a pas utilisé pour le calcul du point moyen des valeurs aberrantes ou entachées d'erreurs systématiques. Il suffit de comparer la répartition des points sur la droite ainsi déterminée (fig. 7).

B - Coeur rectangulaire.

Le coeur est constitué par 2 x 8 boitiers contenant chacun 28 plaques d'uranium.

Le dépouillement correspondant au point moyen a donné

$$\frac{\beta_{eff}}{\theta} = 167 \; s^{-1} \pm 5$$

C - Coeur carré.

Le coeur est formé par 3 x 3 boitiers à 28 plaques d'uranium. On a obtenu

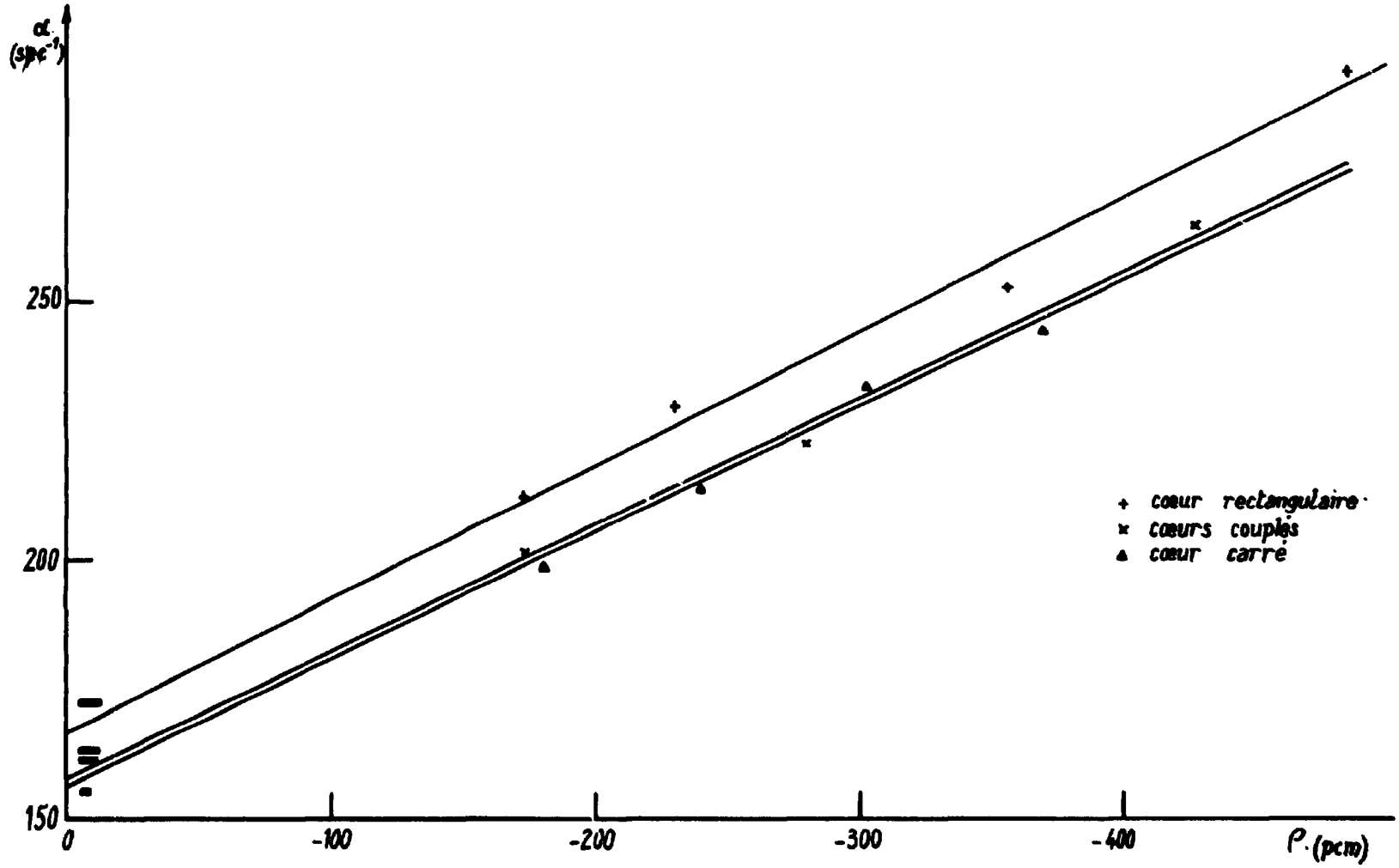
$$\frac{\beta_{eff}}{\theta} = 157 \; s^{-1} \pm 3$$

D - Conclusion.

Pour une même composition du coeur, les résultats suivants semblent montrer que le rapport $\frac{\beta_{eff}}{\theta}$ n'est pas très affecté par la configuration du milieu.

Géométrie	Coeurs couplés	Coeur rectangulaire	Coeur carré
$\frac{\beta_{eff}}{\theta}$ s^{-1}	158 ± 4	167 ± 5	157 ± 3

Cette expérience est citée comme exemple de l'utilité de la méthode pour déterminer un des paramètres cinétiques d'un réacteur lorsqu'on fait varier sa géométrie.



- Fig. 7 -

Répartition des points expérimentaux
autour de la droite $\alpha = f(\rho)$
déterminé par le point moyen

- NOTE N° 4 -

- RESEAU URANIUM - EAU LOURDE - AQUILON II -

Les expériences par neutrons pulsés sont destinées à définir la hauteur critique d'un réseau uranium - eau lourde. La pile étant nettement sous-critique pour les derniers points de mesure, la méthode se justifie pour les réseaux où il est difficile de diverger (éléments combustibles trop petits, réserves limitées en eau lourde).

Réseau.

On considère 112 faisceaux de 7 barres pleines d'oxyde d'uranium (ϕ 22). Les cellules sont de forme carrée au pas 210.

Ajustement.

Pour différents niveaux d'eau lourde on détermine la constante de décroissance α.
α est reliée au facteur de multiplication effectif par la relation :

$$\alpha = k_{eff} \frac{\beta_{eff}}{\theta} \left(1 - \frac{k_{eff} - 1}{k_{eff}\ \beta_{eff}}\right) \quad \text{avec} \quad k_{eff} = \frac{k}{(1 + L^2B^2)(1 + \tau B^2)}$$

$$B^2 = \left(\frac{2,405}{R_e}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H_e}\right)^2$$

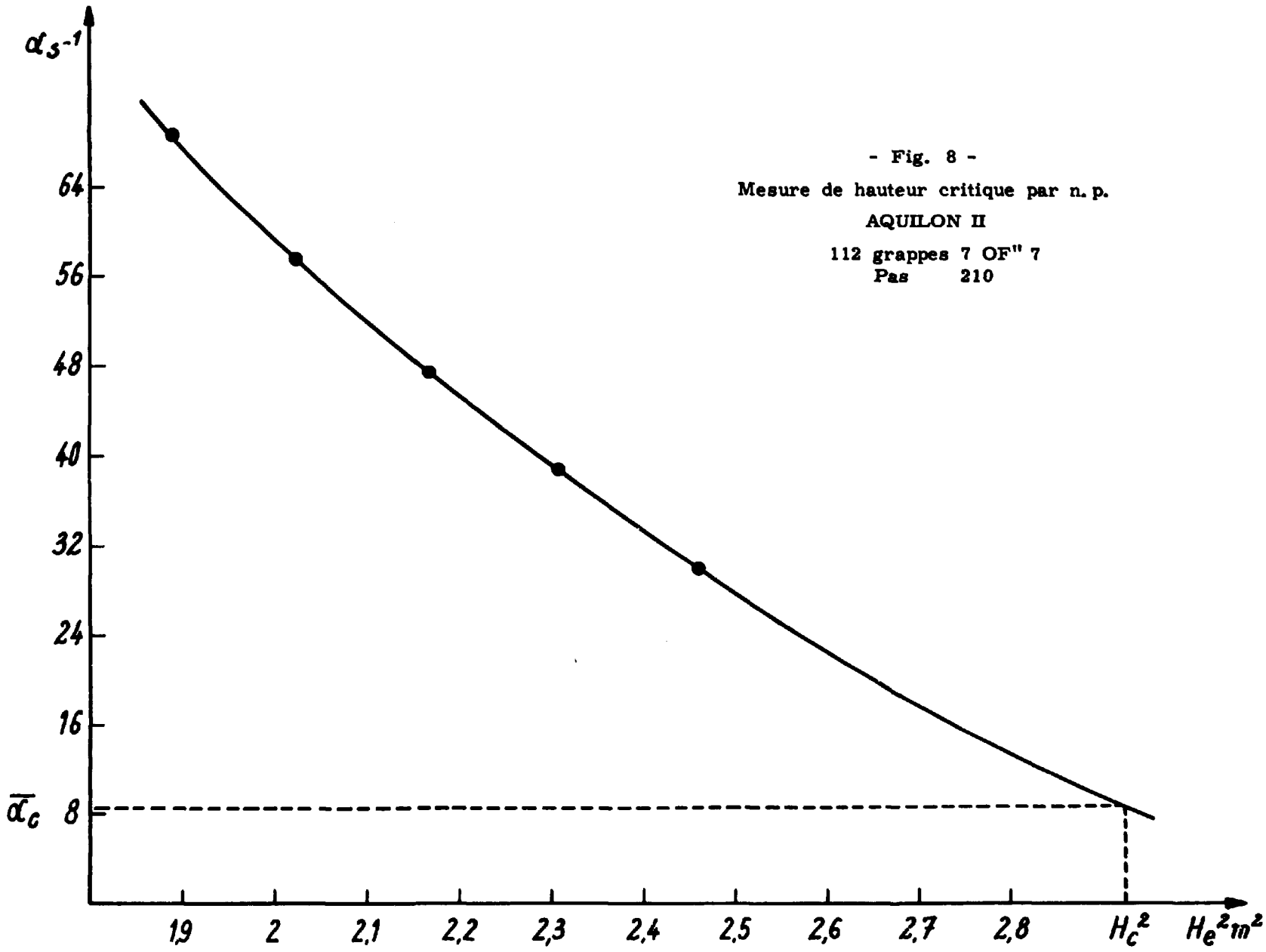
$$\text{On en déduit} \qquad \alpha = \frac{a\ H_e^2 + 1}{b\ H_e^2 + C}$$

H_e désignant les hauteurs d'eau lourde extrapolées, on ajuste par moindres carrés sur une hyperbole les points expérimentaux

$$\alpha = f(H_e^2) \qquad \text{(fig. 8)}$$

Principe de la méthode modifiée.

Cette méthode par n. p. a été expérimentée par N. G. SJÖSTRAND [22] et T. GOZANI [23] pour mesurer l'antiréactivité d'un absorbant. Elle ne nécessite pas d'expériences intermédiaires près de la criticalité pour déterminer α_c. En outre les résultats obtenus ne sont pas affectés par les variations du temps de vie (note n° 2).



- Fig. 8 -

Mesure de hauteur critique par n. p.

AQUILON II

112 grappes 7 OF" 7
Pas 210

L'antiréactivité exprimée en dollars est donnée par le rapport du nombre A de neutrons thermiques prompts au nombre B de neutrons retardés

$$\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{A}{B} \qquad (11)$$

La figure 9 représente les trois populations neutroniques pour une bouffée de neutrons. C désigne le bruit de fond de la pile.

En pratique on répète les pulsations avec une période de répétition fixe T pour améliorer la précision statistique. Les comptages résultants sont intégrés et l'effet global se traduit également par la figure 9.

Il est nécessaire d'autre part de stabiliser le bruit de fond relatif aux neutrons retardés des pulses avant d'enregistrer les comptages.

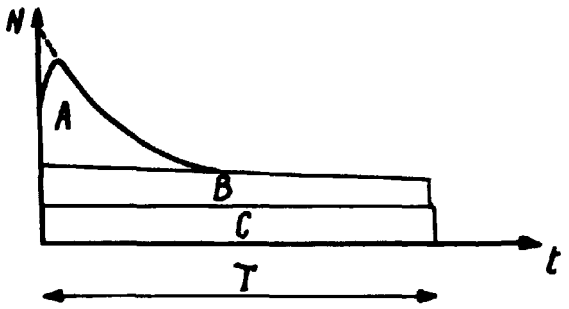


Figure 9

La méthode de dépouillement classique consiste à considérer B + C constant. On soustrait cette composante continue pour obtenir la constante de décroissance des neutrons prompts.

Dans le cas de la méthode modifiée, il est nécessaire de séparer les deux effets. Le bruit de fond C est dû aux neutrons des fissions spontanées de l'U^{238} et aux photo-neutrons. Pour éviter d'accroître l'importance de ces derniers il convient de ne pas manipuler après une divergence ou une irradiation. On constate d'autre part que les neutrons retardés d'une précédente expériences augmentent C.

Une assez bonne évaluation de la composante C est donnée par le taux de comptage des compteurs à impulsions avant l'injection des bouffées de neutrons. La mesure doit être effectuée pendant un temps suffisamment long pour réduire les erreurs statistiques.

Un comptage de 20 minutes donne un nombre d'impulsions compris entre 5.10^5 et 15.10^5 pour des antiréactivités variant de - 2 000 à - 500 pcm.

Le bruit de fond B dû aux neutrons retardés n'est pas constant. Il résulte des différents groupes de neutrons retardés qui décroissent séparément avec leur propre constante de décroissance. Il est d'autant plus délicat à mesurer que le bruit de fond propre de la pile est élevé.

En première approximation, pendant la période de répétition des pulses on peut considérer qu'il décroît linéairement. On dispose de deux informations pour déterminer B, d'une part une valeur calculée par moindres carrés après décroissance des neutrons prompts et d'autre part, le comptage enregistré par l'analyseur juste avant l'émission d'une bouffée de neutrons.

L'aire A est définie par la constante de décroissance α et l'ordonnée à l'origine.

Détermination de la hauteur critique.

Pour chaque hauteur d'eau lourde on peut calculer à partir des éléments précédents une valeur de α_c.

$$\alpha_c = \frac{\beta_{eff}}{\theta} = \frac{\alpha}{(1 + \frac{\rho}{\beta_{eff}}) k_{eff}} \qquad (12)$$

La valeur moyenne de α_c obtenue permet sur la courbe $\alpha = f(H_e^2)$ de définir la hauteur critique du réseau.

Réseau 70P"7 Pas 210.

Niveau d'eau lourde H_e	Constante de décroissance α	Réactivité $\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{A}{B}$	α_c s^{-1}
1375	68,1	7,4	8,5
1423	57,3	5,7	8,9
1519	38,8	3,6	8,8
1568	30,0	2,3	9,2
1665	15,7	0,7	8,8

La courbe (fig. 8) donne pour $\bar{\alpha}_c = 8,8$ une hauteur critique $H_e = 1707$ mm.

Cette valeur par n. p. est en accord avec la hauteur critique obtenue par approche cinétique $H_e = 1710$ mm.

Mesures comparatives d'antiréactivités.

On comparera dans le tableau ci-dessous les antiréactivités de différents niveaux d'eau lourde.

La méthode classique utilise la valeur de $\frac{\beta_{eff}}{\theta}$ déterminée à la criticalité, la méthode modifiée, le rapport de deux aires.

Niveau d'eau lourde m	1,375	1,423	1,519	1,568	1,665
Méthode classique $\frac{\rho}{\beta_{eff}}$	7,5	6,0	3,7	2,6	0,75
Méthode modifiée $\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{A}{B}$	7,4	5,7	3,6	2,3	0,70

En prenant comme référence la méthode de dépouillement classique on observe une dispersion de 5 p. 100 pour les résultats obtenus par la méthode modifiée.

CONCLUSION

- Mesure de α_c.

Différents modes opératoires pour mesurer la valeur du rapport $\frac{\text{Pourcentage effectif de neutrons retardés}}{\text{Temps de vie}}$ ont été exposés.

Le pourcentage effectif de neutrons retardés calculé permet de déduire le temps de vie des neutrons dans le milieu.

- Antiréactivité des absorbants.

La méthode classique par neutrons pulsés définit l'efficacité d'un élément absorbant à partir de la relation

$$\frac{\rho}{\beta_{eff}} = \frac{\alpha}{\alpha_c} - 1 .$$

Les manipulations effectuées montrent qu'on ne peut considérer α_c constant pour de très grandes antiréactivités. L'absorbant introduit dans la pile déforme le flux et augmente l'importance du réflecteur (Note 2).

Les avantages de la méthode sont multiples, elle ne nécessite pas de mise en mouvement de l'élément à étalonner. Dans le cas d'interactions entre plusieurs absorbants elle offre des facilités car il serait plus délicat par d'autres techniques de tenir compte des effets d'ombres. Il faut également souligner un aspect non négligeable, c'est la rapidité de préparation et d'exécution de la manipulation.

Une application de la méthode des n. p. pour mesurer le titre critique en mg de B/l de divers absorbants est signalé (Note 2). Les opérations sont effectuées en régime sous-critique avec un certain gain de temps et une grande facilité de dépouillement. Il est intéressant de noter que les résultats ne sont pas affectés par la sensibilité spectrale des absorbants.

Une méthode modifiée utilisant la technique des n. p. a été expérimentée. Ces expériences sous-critiques ont permis de définir avec une bonne précision des tailles critiques de réseau Uranium Eau lourde (Note 4).

Cette étude a fait l'objet d'une thèse de 3ème cycle de physique nucléaire approfondie (option physique des réacteurs) sous la direction de Monsieur HOROWITZ auquel je suis particulièrement reconnaissant. Je remercie également Monsieur BRETON Chef du Service des Expériences critiques et Monsieur GIRARD dont les conseils m'ont été très précieux.

BIBLIOGRAPHIE

[1] SIMMONS B. F., KING J. S.
"A pulsed neutron technique for Reactivity determination"
Nucl. Sci. and Engng, 1958, 3, 595-608

[2] BECKURTS K. H.
"Reactor physics research with pulsed neutron sources"
Nucl. Instruments and Methods, 1961, 11, 144-168

[3] KOLAR O. C., KLOVERSTROM F. A.
"Pulsed neutron measurement of control rod worths"
Nucl. Sci. and Engng, 1961, 10, 45-52

[4] LOPEZ W. H., BEYSTER J. R., NATHER R. E., WOOD J. L.
"A preliminary report on measurements of diffusion parameters in water by the pulsed-neutron method"
GA 1584

[5] KEEPIN G. R.
"Pulsed neutron techniques"
LAMS 2215

[6] BENGSTON J. et al
"Determination of prompt neutron decay constants of multiplying systems"
Conférence de Genève 1958, P/1783

[7] SIMMONS B. E.
"The dynamic reactivity interpretation of pulsed neutron measurements"
Nucl. Sci. Engng, 1959, 5, 254-256

[8] HAVENS W. W. Jr.
"Pulsed accelerator slow-neutron velocity spectrometers"
Conférence de Genève 1955, P/574

[9] BONNER T.W.
"Van de Graaff and Cockcroft-Walton accelerators for fast-neutron cross-sections measurements"
Conférence de Genève 1955, P/578

[10] BARRETT P.R. et al.
"Pulsed neutron sources"
Nuclear Engng, 1961, 6, 61, 230-232

[11] SAGOT M., TELLIER H.
"Etude d'un réacteur à combustible légèrement enrichi (Rubéole) à l'aide de sources pulsées de neutrons"
Rapport CEA 2201

[12] MEADOWS J.W., WHALEN J.F.
"Thermal neutron absorption cross sections by the pulsed source method"
Nucl. Sci. and Eng., 1961, 9, 2, 132-136

[13] PUROHIT S.N.
"Neutron thermalization and diffusion in pulsed Media"
Nucl. Sci. and Eng., 1961, 9, 2

[14] BACH D.R., BUNCH S.I., CERBONE R.J., SLOVACEK R.E.
"Prompt neutron decay constants in multiplying hydrogenous media"
Nucl. Sci. and Eng., 1961, 11, 2, 199-210

[15] CHARLES J.
"Calcul des constantes cinétiques effectives d'un réacteur à plusieurs milieux dans le cadre du formalisme de la diffusion multigroupe"
Note intérieure SEC/Saclay, 62-256B.

[16] LALANDE J.
"Méthode des neutrons pulsés appliquée à la détermination des constantes nucléaires du graphite"
Industries atomiques, 1 vol, 5/6, 71-76

[17] RAIEVSKI V.
"Etude élémentaire d'une pile pulsée"
Rapport S.P.M. n° 642

[18] PEREZ-BELLES R.
"Pulsed-neutron source measurements at the Bulk shielding facility"
ORNL-3016

[19] de SAUSSURE G., SILVER E.G.
"Pulsed-neutron source measurements at the TSR II"
ORNL-3016

[20] PEREZ-BELLES R., de SAUSSURE G., SILVER E.G.
"An application of the pulsed-neutron technique to reactor study"
ORNL-3016

[21] Tome II, Génie atomique, chap. XV

[22] SJOSTRAND N.G.
"Mesures sur une pile sous critique avec une source de neutrons pulsés"
Conférence de Genève 1955, P/789

[23] GOZANI T.
"A modified procedure for the evaluation of pulsed source experiments in subcritical nuclear reactors"
Nukleonik, 1962, 4, 348-349

[24] MORIER M.F.
"CAPUCINE. Code de calcul pour l'interprétation des expériences de cinétique pulsée"
Rapport S.E.C. n° 124

[25] GARELIS E., RUSSELL S.
"Theory of Pulsed Neutron Source Measurements"
Nucl. Sci. and Eng., 1963, 16, 3, 263-270.

Manuscrit reçu le 28 octobre 1963

FIN