

CEA CEN-SACLAY
Service de Documentation
Groupe "Traductions"
91191 GIF sur YVETTE CEDEX

FR 8802805
CEA-TR- 2190
R2

Cette traduction est fournie à titre bénévole et strictement réservée à l'usage privé du destinataire pour les besoins de sa documentation. Il ne peut la reproduire, ni la publier sans l'accord de l'auteur. La responsabilité du Commissariat à l'Energie Atomique ne saurait être engagée en cas de non respect des conditions ci-dessus définies.

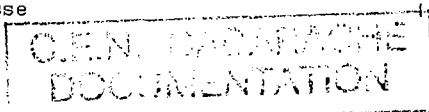
ÉTUDE DE L'ABSORPTION DES NEUTRONS PAR LES PRODUITS DE FISSION
DANS L'ASSEMBLAGE-MODÈLE CRITIQUE
DU RÉACTEUR À NEUTRONS RAPIDES

BEDNYAKOV S.M., DULIN V.A., MANTUROV G.N., MOZHAEV V.K.

TRADUCTION DE : 11 pages
TRADUIT DU : russe en janvier 1986
A PARTIR DE : Séminaire franco-soviétique "Etudes de physique des R.N.R."
Obninsk - janvier 1985

Traducteur : CEN-CADARACHE

N° D'ENREGISTREMENT : 2.735.0



ETUDE DE L'ABSORPTION DES NEUTRONS PAR LES PRODUITS DE
FISSION DANS L'ASSEMBLAGE-MODELE CRITIQUE DU REACTEUR A NEUTRONS
RAPIDES

S.M. BEDNYAKOV, V.A. DULIN, G.N. MANTUROV, V.K. MOZHAEV

Rapport au Séminaire franco-soviétique "Etudes théoriques et expérimentales sur la physique des réacteurs à neutrons rapides", OBMINSK, Janvier 1985, 14 pages, 3 figures, 5 tableaux.

INTRODUCTION

L'absorption des neutrons par les noyaux des produits de fission est l'un des processus essentiels qui conditionnent la durée d'une campagne du réacteur à neutrons rapides. A l'heure actuelle, la précision relative aux sections efficaces de capture des principaux produits de fission, dans la plage d'énergie des neutrons allant de 1 à 1000 keV, la plus importante pour les réacteurs à neutrons rapides, est de 15 % environ /1/. Corrélativement, cela entraîne une erreur de 7 à 10 % sur la durée de la campagne, ce qui est loin du niveau requis.

Une des démarches destinées à accroître la précision des sections efficaces de capture des produits de fission est l'exécution d'expérience de physique des réacteurs sur des assemblages critiques simulant le réacteur de puissance. Moyennant quoi, pour une partie des nucléides, il devient possible de mesurer les rapports des sections efficaces moyennes de capture des neutrons à la section efficace moyenne de fission de U 235 ou à la section efficace de capture de U 238, qui sont connues avec une plus grande précision. Cela fournit aussitôt la possibilité de réduire l'erreur sur le calcul de la durée de campagne du réacteur (et de ses autres caractéristiques) jusqu'à un niveau expérimental qui, pour la méthode d'activation par exemple, est réellement de 3 à 5 %. Malheureusement, avec la méthode d'activation, on peut mesurer seulement les sections efficaces d'un petit nombre de nucléides. Une deuxième méthode possible de mesure est la mesure

de la perturbation de la criticité de l'assemblage lorsqu'on y introduit des échantillons des nucléides à étudier /2/. Une telle méthode peut être utilisée pratiquement pour tous les nucléides; cependant, elle est plus compliquée dans l'interprétation des résultats obtenus et dans la comparaison avec le calcul.

Le présent travail est consacré à l'étude des sections efficaces moyennes de capture des neutrons par les noyaux des isotopes libérés comme produits de fission, au moyen de méthodes d'activation et de réactivité, sur l'assemblage critique BFS-45, simulation du réacteur BN-600. Pour les différents nucléides, on a effectué des évaluations des résultats des mesures, effectuées au moyen des deux méthodes, et on a fait la comparaison avec les calculs, en vue d'apprécier la concordance mutuelle de ces méthodes. La comparaison avec le calcul des résultats des expériences effectuées avec des échantillons des isotopes de fission ^{95}Mo , ^{97}Mo , ^{96}Mo , ^{100}Mo , ^{102}Ru , ^{104}Ru , ^{105}Pd , ^{108}Pd , ^{109}Ag , ^{153}Eu a été réalisée au moyen des constantes obtenues en faisant la moyenne des lois de variation estimées pour les sections efficaces de capture en fonction de l'énergie, d'après les travaux /1, 11/.

MESURES ET CALCUL DE L'ACTIVATION

Pour mesurer les rapports entre les sections efficaces moyennes de capture dans les fragments de fission et la section efficace moyenne de fission de U 235, on a utilisé la méthode classique de normalisation sur les sections efficaces thermiques. Selon cette méthode, les rapports des sections efficaces moyennes sont obtenues par la formule :

équation (1)

où A_i et A_i^T sont les intensités d'activité gamma provoquée des échantillons de l'isotope i , après irradiation dans la zone active et dans la colonne thermique; F_5 et F_5^T sont les intensités des fissions de noyaux de U 235 dans la zone active et dans la colonne thermique; σ_{ct}^i et σ_{ft}^5 sont les sections efficaces thermiques de capture de l'isotope i et de fission de U 235; R_{Cd}^i et R_{Cd}^5 sont les rapports correspondants pour le cadmium; g_i et g_f^5 sont les facteurs de WESTKOTT; $K(t)$ est le facteur de temps prenant en compte la variation de l'activité provoquée.

L'activité gamma provoquée a été mesurée au moyen d'un spectromètre à semi-conducteurs Ge-Li, sur les rails gamma suivantes : 140,5 keV pour l'échantillon ^{98}Mo ; 306,9 keV pour l'échantillon ^{100}Mo , 497 keV pour ^{102}Ru ; 469,4 keV, ~~xxxx~~ 676,4 keV, 724,2 keV pour ^{104}Ru ; 88 keV pour ^{108}Pd .

L'intensité des fissions a été mesurée en utilisant une enceinte de fission avec une couche d'uranium enrichi à 90 %, d'une épaisseur inférieure à $50 \mu\text{g}/\text{cm}^2$. Pour déterminer l'auto-absorption des neutrons dans les échantillons, on a utilisé des échantillons cylindriques de diamètre 5 mm et d'épaisseurs allant de 0,2 à 10 mm. Lors de l'étude de l'activité gamma provoquée dans les échantillons, il a fallu prendre en considération la différence dans les valeurs d'auto-absorption des rayons gamma issus d'échantillons de diamètres différents. Ceci a été obtenu en utilisant des échantillons identiques en poids et en dimensions lors de la mesure dans la zone active et dans la colonne thermique.

Dans le tableau 1, on présente les valeurs des sections efficaces thermiques utilisées lors de la détermination des rapports des sections efficaces moyennes (suivant la formule (1)). Les mesures ont été effectuées au centre de l'assemblage critique BPS-45-A1 /4/. La partie centrale de l'assemblage (zone de faible enrichissement ZFE) était composée de modules des matériaux du réacteur, caractéristiques des assemblages BPS /5/. La cellule était constituée d'un seul module d'uranium enrichi à 90 % et de 4 modules de sodium et 4 modules de dioxyde d'uranium en alternance. On mesurait les vitesses des réactions, moyennées sur la cellule hétérogène.

Les calculs de l'assemblage critique étaient effectués en utilisant le système de constantes à 26 groupes de BNAB-7C /5/. Les calculs homogènes des flux de groupes, des énergies des vitesses des réactions et des coefficients de réactivité des différents nucléides ont été effectués suivant le programme KRAB-1 /7/.

La structure hétérogène de la cellule était prise en compte grâce à l'exécution de calculs complémentaires dans l'approximation de transmission intégrale. La modification de la structure

de résonance des sections efficaces quand on passe du milieu homogène au milieu hétérogène a été calculée en utilisant le théorème d'équivalence. Sur la figure 1, on a représenté, calculés suivant le programme KRAB-1, le spectre homogène et les corrections d'hétérogénéité qu'on y a apportées, obtenues par la méthode décrite plus haut. Les corrections ont trait au cas où l'on exécute des mesures moyennées sur la cellule, dans la lacune entre les canaux.

L'auto-absorption des neutrons dans les échantillons de différentes épaisseurs a été prise en compte conformément à la méthode décrite dans /2/. Sur la figure 2, à titre d'exemple, on a présenté les résultats des mesures des rapports des sections efficaces moyennes, $\sigma_c^{98\text{Mo}} (1)/\sigma_f^5$ et $\sigma_c^{100\text{Mo}} (1)/\sigma_f^5$, pour des échantillons d'épaisseurs différentes $l = 4 V/S$ (V = volume de l'échantillon, S = surface de l'échantillon).

Au même endroit, on a présenté les résultats des calculs correspondants. Les grandeurs des divergences entre l'expérience et le calcul, pour diverses épaisseurs d'échantillons, ont été moyennées. Dans le tableau 2, on présente les résultats des mesures et des calculs des rapports de sections efficaces moyennes (RSI), ainsi que leur comparaison.

Dans la deuxième colonne du tableau 2, on présente les résultats du calcul homogène suivant le programme KRAB-1; dans la troisième, les résultats en tenant compte de la structure hétérogène de l'assemblage; dans la quatrième, les résultats des expériences qui leur correspondent (pour les échantillons d'épaisseur "nulle").

MESURES ET CALCUL DES COEFFICIENTS DE REACTIVITE

L'introduction des échantillons à étudier dans l'assemblage critique entraîne une perturbation de sa criticité. Comme on le sait, de telles perturbations, rapportées à l'unité de masse (par exemple, le KG/mole), sont appelées "coefficients de réactivité" de l'élément considéré. Les mesures des coefficients de réactivité ont été effectuées au moyen des oscillations lentes

des échantillons (l'échantillon est 4 minutes au centre de l'assemblage, 4 minutes en dehors de l'assemblage). La conversion des oscillations de puissance de l'assemblage en grandeur du coefficient de réactivité de l'échantillon était effectué par un appareil numérique de mesure de réactivité /8/. Les mesures de réactivité, tout comme les mesures d'activation, sont effectuées avec des échantillons d'épaisseurs différentes. Les rapports entre les coefficients de réactivité (RCR) des différents isotopes absorbants et le coefficient de réactivité de U 235 constituent des grandeurs voisines des RSM : $\sigma \frac{1}{\sigma} \frac{5}{1}$.

Afin de comparer les rapports des coefficients de réactivité, calculés suivant le programme KRAB, aux valeurs mesurées, il a fallu de même prendre en considération l'influence de l'hétérogénéité de l'assemblage critique sur la valeur des flux de groupes associés. De tels calculs ont été effectués avec l'approximation utilisée plus haut pour les calculs des flux et sections efficaces hétérogènes /2/. L'erreur subsidiaire tenant à la méthode de calcul du RCR en approximation à 26 groupes (par comparaison avec l'erreur de calcul des RSM) a été évaluée en calculant des corrections bilinéaires /9/. Dans le tableau 3, on présente les résultats des mesures et des calculs des RCR dans l'assemblage BFS-45 A-1.

Des mesures homologues ont été effectuées sur l'assemblage critique BFS-45 B-1, qui diffère de BFS-45 A-1 par le fait que la partie centrale de l'assemblage BFS-45 A-1 a été remplacée par 19 cartouches de combustible (paquets) normalisées de la zone de faible enrichissement du réacteur BN-600. Les mesures sur de telles zones, proches des zones centrales quant à la composition, mais en différant considérablement quant au degré d'hétérogénéité, ont permis de vérifier l'exactitude de l'introduction des corrections d'hétérogénéité. Dans le tableau 4, on présente les résultats des mesures et des calculs de RCR dans l'assemblage BFS-45 B-1.

DISCUSSION DES RESULTATS

L'analyse de la façon dont l'activation et la réactivité

des échantillons d'isotopes libérés dépendent de leurs dimensions a montré que la prise en compte de l'auto-absorption des neutrons peut s'y effectuer avec une précision proche de la précision statistique des mesures (cf. par exemple figure 2).

Des données des tableaux 3 et 4, il résulte que la précision due à l'introduction des corrections d'hétérogénéité est tout à fait satisfaisante. Les résultats des divergences entre l'expérience et le calcul, dans BFS-45 A-1 et dans BFS-45 B-1, après introduction des corrections d'hétérogénéité, concordent avec une précision plus que statistique (2 à 3 %).

Un intérêt particulier s'attache à la détermination de la concordance entre méthode d'activation et méthode de réactivité, relativement au problème considéré. A cet effet, on a utilisé deux milieux absorbants standard (${}^6\text{Li}$, ${}^{197}\text{Au}$), de sections efficaces bien connues, dont on mesure de façon fiable l'activation et la réactivité.

La méthode utilisant ${}^{197}\text{Au}$ pour de telles mesures est bien connue (cf. par exemple /5/). L'absorption des neutrons dans ${}^6\text{Li}$ a été mesurée en utilisant un sandwich de compteurs au silicium /10/. Dans le tableau 5, on présente les résultats de telles études. Dans le calcul, on a utilisé les sections efficaces de groupes de l'or, obtenues en se basant sur la bibliothèque ENDF/B-1.

Les RCR calculés (après introduction des corrections bilinéaires) s'écartent des valeurs mesurées pratiquement de la même façon que les RSM correspondants.

On peut affirmer que, pour l'assemblage considéré, les méthodes d'activation et de réactivité fournissent des résultats concordants, dans les limites de 2 %.

Les RCR et RSM de ${}^{98}\text{Mo}$ et ${}^{100}\text{Mo}$ concordent de même, dans les limites d'erreur des expériences. Une divergence relativement grande pour ${}^{98}\text{Mo}$ (le RSM mesuré est de 2 % supérieur à la valeur calculée, tandis que le RCR est inférieur de 5 % à la valeur calculée) peut être due à l'imprécision des sections efficaces thermiques utilisées pour l'obtention du RSM expérimental.

(cf. tableau 1). La méthode de réactivité est exempte de cette imprécision. Cependant, par comparaison avec la méthode d'activation, elle exige l'introduction de corrections bilinéaires. En outre, l'erreur de calcul du RCR dépend de même des valeurs ν^{235} et α^{235} . L'estimation montre que, dans l'assemblage considéré, cette composante d'erreur est égale à 3 % environ. En même temps que l'erreur sur la réduction de l'expérience et du calcul à des conditions équivalentes (l'erreur sur l'introduction d'une correction d'hétérogénéité peut atteindre 1/3 à 1/4 de sa grandeur, cf. tableau 5, tandis que l'erreur sur la correction bilinéaire est estimée à 1/2 à 1/3 de sa grandeur), tout cela peut fournir une erreur totale de calcul de l'ordre de 5 %. Sur les assemblages avec un spectre plus étalé, cette erreur peut être encore plus grande. On peut éviter une telle erreur si, au dénominateur du RCR, on utilise le coefficient de réactivité d'un absorbant standard, par exemple ^{10}B . Alors, dans l'expression du RCR, $\frac{\rho_1}{\rho}^{10}\text{C}$, les grandeurs ν^{235} et α^{235} n'entrent pas explicitement. Quant aux corrections d'hétérogénéité de l'assemblage et de bilinéarité, elles sont pratiquement identiques pour les isotopes des fragments de fission et pour ^{10}B . Cela s'explique par le fait que la façon dont leurs sections efficaces d'absorption dépendent de l'énergie est proche de la relation $1/v$ (cf. figure 3).

La normalisation sur le bore est commode aussi pour la comparaison avec les données de physique nucléaire, où elle est de même utilisée. A la différence des méthodes de physique nucléaire, où les phénomènes de capture des neutrons dans les fragments de fission et l'absorption dans le bore sont enregistrés par des détecteurs différents (cuves à scintillations et compteurs au bore), pour la méthode de réactivité, il est indifférent que le neutron soit absorbé par le bore ou par un fragment de fission. L'efficacité relative de l'enregistrement du phénomène d'absorption est ici identique.

Notons de même que, dans les calculs aussi de projets de campagne d'un réacteur, il est commode de connaître l'efficacité d'absorption des fragments de fission, exprimée en fractions de l'efficacité d'absorption dans le bore, étant donné que le bore est précisément souvent utilisé dans les organes de réglage.

ainsi qu'il ressort des tableaux 3 et 4, pour la série de nucléides ^{100}Mo , ^{108}Pd , ^{104}Ru , ^{95}Mo , ^{97}Mo , ^{153}Eu , la divergence entre l'expérience et le calcul excède 15 %, - cet écart présentant un signe différent pour les divers nucléides. Cette divergence est établie de façon certaine, car elle est en moyenne égale à 6 écarts statistiques environ.

Notons que les grandes divergences pour ces nucléides font apparaître une grande incertitude sur les données nucléaires. A notre avis, les données nucléaires prises comme base des constantes de groupes pour ^{100}Mo et ^{108}Pd sont sous-estimées de plus de 20 %, tandis que, pour ^{104}Ru , ^{95}Mo et ^{97}Mo , elles sont surestimées de plus de 30 %.

Au total, compte tenu de l'apparition de fragments lors de la fission, l'absorption des neutrons dans l'assortiment d'isotopes étudié est de 6 % inférieure à ce que donne le calcul.

CONCLUSION

1. L'absorption des neutrons, pour l'assortiment d'isotopes étudié, est quelque peu inférieure (de 6 % environ) à la valeur calculée pour le spectre du réacteur BN-600.

2. On a établi que, pour ^{100}Mo et ^{108}Pd , les sections efficaces de capture des neutrons, prise comme base des constantes de groupes, sont sous-estimées d'au moins 20 % dans la plage d'énergies des neutrons d'1 à 1000 keV. Pour ^{95}Mo , ^{97}Mo , ^{104}Ru , les sections efficaces sont surestimées de plus de 30 % dans la même plage d'énergies.

3. On montre que l'étude de l'absorption des neutrons dans des corps absorbants du genre des fragments de fission peut s'effectuer avec succès par la méthode des perturbations de la criticité. Ici, il est particulièrement commode d'utiliser la normalisation sur ^{10}B .

BIBLIOGRAPHIE

1. BELANOVA T.S., GORBACHEVA L.V., GRUDZEVICH O.T. et coll. Analyse comparative des estimations des sections efficaces de capture des neutrons pour les produits de fission les plus importants. Dans l'ouvrage : "Physique neutronique", Kiev, 3 au 6 Octobre 1983. M., TsNII atominform, 1984, 5e partie.
2. DULIN V.A. Perturbation de la criticité des réacteurs et affinement des constantes de groupes M., Atomizdat, 1979.
3. LEHEL H.D. La troisième évaluation IAEA des données sur les neutrons maxwelliens à 2200 m/s et 20°C; données pour U 235, U 233, Pu 239 et Pu 241. IAEA, A-1011, Vienne, Autriche, 1975.
4. KAZANSKIJ Yu.A., BELOV S.P., ZOLOTAREV K.I. et coll. Quelques résultats de l'étude du spectre de neutrons rapides d'un assemblage critique. Dans l'ouvrage : L'expérimentation en physique des réacteurs. M., TsNII atominform, 1983, p. 135.
5. KAZANSKIJ Yu.A., DULIN V.A., ZINOV'EV V.P. et coll. Méthodes d'étude des caractéristiques de réacteurs, sur les assemblages critiques BFS. M., Atomizdat, 1977.
6. ABAGYAN L.P., BAZAZYANTS N.O., NIKOLAEV M.N., TSIBULYA A.M., Constantes de groupes pour le calcul des réacteurs et du blindage. M., Energoizdat, 1981.
7. SAVOS'KIN M.M., MOROZOVA T.B., NOVIKOVKAYA E.N. et coll. Résumé du bloc de programmes KRAB-1. Questions de science et de technique atomiques. Série : Physique et technique des réacteurs nucléaires, 1984, fasc. 6 (43), p. 44.
8. BAKOV A.T., BONDAREV A.P., GRACHEV A.V. et coll. Appareil numérique de mesure de réactivité à micro-ordinateur "Elektronika-60". Preprint FEI-1439, 1983.
9. DULIN V.A. Evaluation de la précision des calculs de groupes des perturbations de la criticité des réacteurs. Questions de science et de technique atomiques. Série : Constantes nucléaires, 1983, fasc. 1 (50), p. 63.

10. KOCHETKOV A.L. Détermination expérimentale de la section efficace moyenne de fission de l'uranium 235 dans les assemblages critiques rapides BFS. Preprint FEI-1209, 1981 .

11. MUGHABGHAB S.F., DIVADEEMAN M., HOLDEN N.E. Sections efficaces neutroniques. Vol. 1. Paramètres de résonance des neutrons et sections efficaces thermiques, partie A. Academic Press, 1981 .

LEGENDES DES FIGURES ET TABLEAUX

Figure 1.

Groupes énergétiques BNAB. Spectre homogène de neutrons dans l'assemblage BFS-45 A-1 (a) et valeur des corrections d'hétérogénéité (b).

Figure 2.

Rapport des sections efficaces moyennes et des coefficients de réactivité.

a) calcul du rapport des sections efficaces moyennes; b) calcul du module du rapport des coefficients de réactivité; c) valeurs expérimentales des rapports des sections efficaces moyennes; d) valeurs expérimentales des modules des rapports des coefficients de réactivité.

Figure 3.

Groupes énergétiques BNAB. Variation des sections efficaces de capture avec l'énergie.

Tableau 1.

Grandeur des sections efficaces thermiques (pour $v_n = 2200$ m/s) et des facteurs de WESTCOTT.

a) isotope; b) sections efficaces thermiques (barns); c) facteurs de WESTCOTT.

Tableau 2.

Comparaison entre l'expérience et le calcul, pour le rapport des sections efficaces moyennes σ_c^i / σ_f^5 , dans l'assemblage BFS-45 A-1.

a) calculs; b) homogène; c) hétérogène; d) expérience (hétérogène); e) (expérience-calcul)/calcul, en % .

Tableau 3.

Comparaison entre l'expérience et le calcul, pour les RCR dans l'assemblage BFS-45 A-1.

a) calculs; b) homogène ; c) sans prendre en compte la correction bilinéaire; d) en prenant compte la correction bilinéaire; e) expérience(hétérogène); f) (expérience-calcul)/calcul, en % ; g) En naturel.

Tableau 4.

Comparaison de l'expérience et du calcul pour les RCR dans l'assemblage BFS-45 B-1.

a) calculs; b) homogène; c) hétérogène; d) sans prendre en compte la correction bilinéaire; e) en prenant en compte la correction bilinéaire; f) expérience (hétérogène); g) (expérience-calcul)/calcul, en % .

Tableau 5.

Calculs et expériences pour σ_a^6/σ_f^5 , $\sigma_c^{197}/\sigma_f^5$, ρ^6/ρ^5 et ρ^{197}/ρ^5 .

a) calculs; b) homogène; c) hétérogène; d) avec prise en compte de la correction bilinéaire; e) expérience (hétérogène); f) (expérience-calcul)/expérience (%); g) BFS-45 A-1; h) BFS-45 B-1.

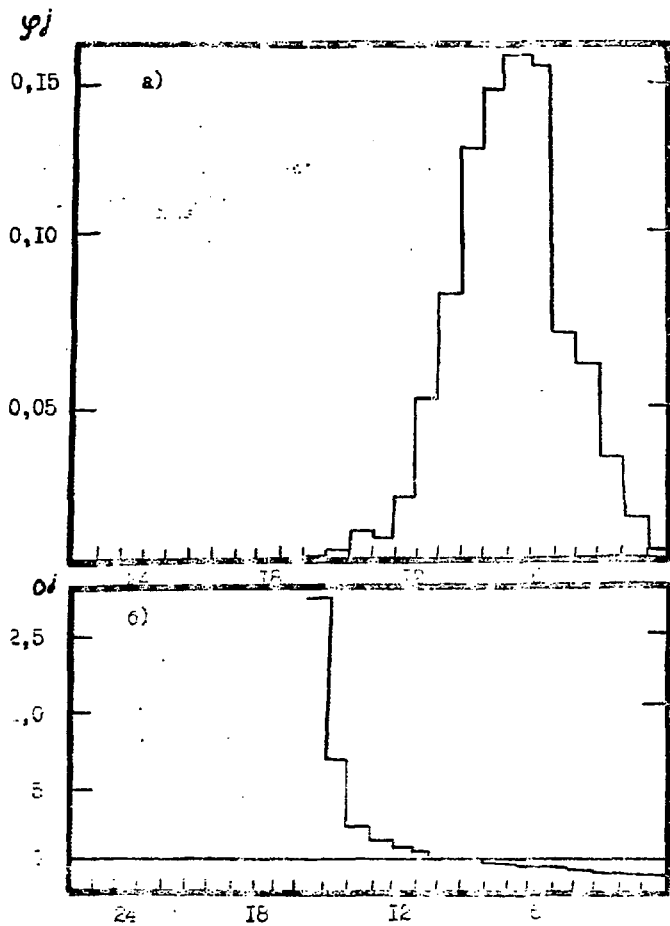


Figure 1

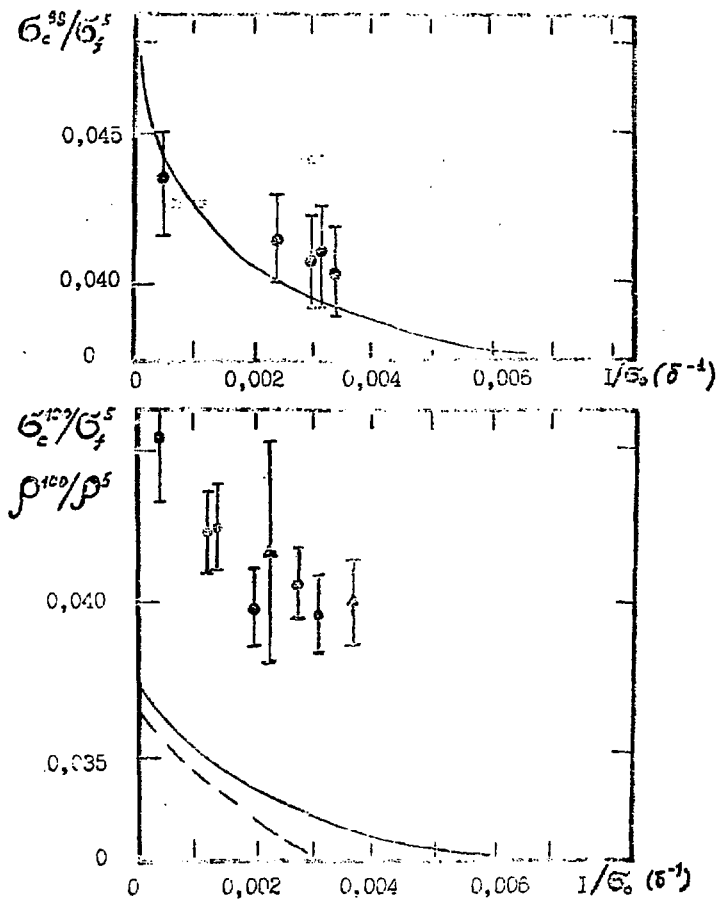


Figure 2

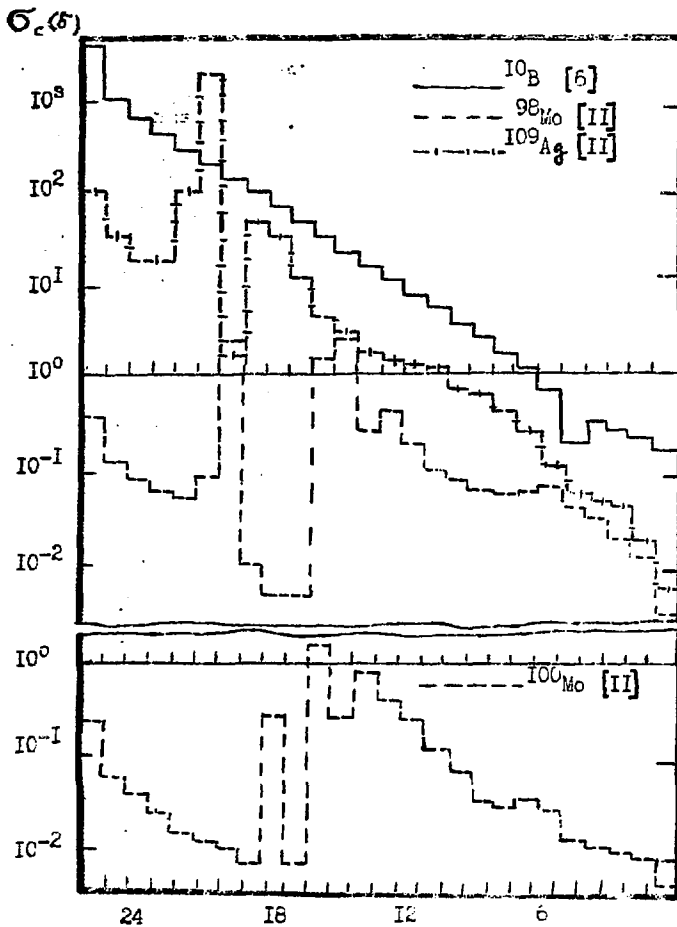


Figure 3

Изотоп	Тепловое сечение (барн) [II]	факторы Весткотта
^{98}Mo (n, γ)	0,129	1,0
^{100}Mo (n, γ)	0,199	1,0
^{102}Ru (n, γ)	1,18	1,0
^{104}Ru (n, γ)	0,330	1,0
^{108}Pd (n, γ)	12,2	1,0
^{235}U (n, f)	583,5 [3]	0,9758 [3]

Tableau 1

	Расчеты		Эксперимент гетероген.	Эксп. - расч., (%) расч.
	гомоген.	гетероген		
^{98}Mo	0,0438	0,0475	0,0482 \pm 0,0015	+1,5 \pm 3,2
^{100}Mo	0,0348	0,0366	0,0468 \pm 0,0020	+25,7 \pm 5,5
^{102}Ru	0,0746	0,0748	0,0864 \pm 0,003	+15,5 \pm 4,0
^{104}Ru	0,0680	0,0710	0,0457 \pm 0,002	-35,6 \pm 2,8
^{108}Pd	0,107	0,110	0,152 \pm 0,006	+38,2 \pm 5,5

Tableau 2

	Расчеты			Эксперимент гетероген.	Эксп. - расч., (%) расч.
	гомоген.	без учета с учетом бил. погр. бил. погр.	бил. погр.		
^{95}Mo	-0,109	-0,114	-0,117	-0,0850 \pm 0,0030	-27,4 \pm 2,6
^{97}Mo	-0,119	-0,125	-0,128	-0,0970 \pm 0,0030	-24,2 \pm 2,3
^{98}Mo	-0,0423	-0,0458	-0,0468	-0,0444 \pm 0,002	-5,1 \pm 4,3
^{100}Mo	-0,0337	-0,0354	-0,0360	-0,0452 \pm 0,003	+25,6 \pm 8,3
^{105}Pd	-0,328	-0,341	-0,347	-0,333 \pm 0,01	-4,0 \pm 2,9
^{109}Ag	-0,214	-0,226	-0,232	-0,280 \pm 0,01	+20,7 \pm 4,3
^{153}Eu	-0,952	-1,021	-1,050	-0,948 \pm 0,015	-9,7 \pm 1,4
$\xi_{\text{u}}(\text{ест.})$	-1,29	-1,33	-1,37		

Tableau 3

	Р а с ч е т ы			Эксперимент гетероген.	Эксп.-расч. (%) расч.
	Гомоген.	Гетерогенный			
		без учета бил.попр.	с учетом бил.попр.		
⁹⁵ Mo	-0,114	-0,115	-0,119	-0,0793±0,003	-33,4±2,5
⁹⁷ Mo	-0,126	-0,128	-0,132	-0,0886±0,004	-32,1±3,0
⁹⁸ Mo	-0,0448	-0,0452	-0,0470	-0,0407±0,003	-13,4±6,4
¹⁰⁰ Mo	-0,0353	-0,0357	-0,0367	-0,0429±0,004	+16,9±10,9
¹⁰⁹ Ag	-0,225	-0,227	-0,233	-0,274±0,010	+17,6±4,3
¹⁵³ Gd	-1,022	-1,032	-1,057	-0,894±0,020	-15,4±1,9

Tableau 4

	Р а с ч е т ы			Эксперимент гетероген.	Эксп.-расч. (%) эксп.	
	Гомоген.	гетерог. с учетом бил.попр.				
B9C-45A-I	G_2^4/G_2^5	0,591	0,589	-	0,557±0,009	-5,8 ± 1,5
	ρ^4/ρ^5	-0,479	-0,487	-0,502	-0,476±0,003	-5,4 ± 1
	G_2^{10}/G_2^5	0,247	0,271	-	0,307±0,006	+10 ± 2
	ρ^{10}/ρ^5	-0,223	-0,245	-0,253	-0,281±0,005	+10 ± 2,5
B9C-45B-I	G_2^{10}/G_2^5	0,260	0,260	-	0,280 ± 0,004	+7 ± 1,3
	ρ^{10}/ρ^5	-0,240	-0,240	-0,248	-0,268±0,004	+ 7,5± 1,5

Tableau 5