

УДК 621.039.512.45:539.1.074.88

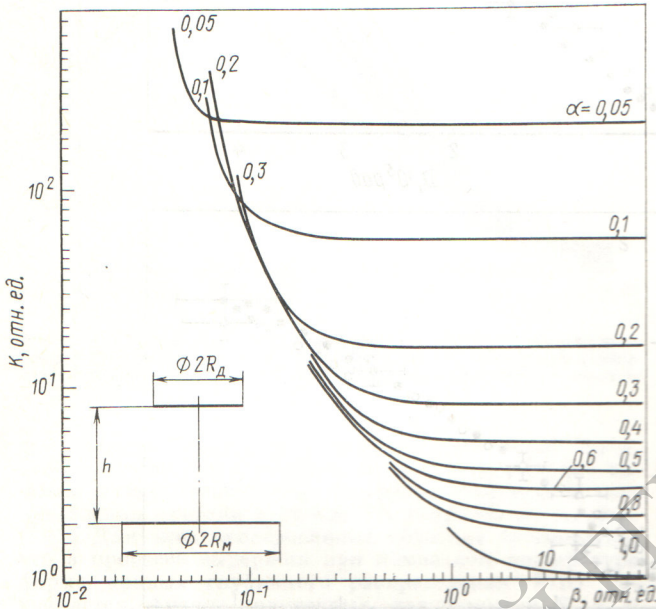
Учет размеров мишени и детектора при определении потока нейтронов энергией 14 МэВ

КРАСНОКУТСКИЙ В. В., ОВСЯНИКОВ С. Б., СУХОВЕЕВ С. П.

Известна и широко применяется методика определения потока нейтронов в диапазоне $10^7 - 2 \times 10^{11}$ нейтр./с, создаваемого генераторами нейтронов по реакции $T(d, n)^4He$ (Акопов К. А. и др. В кн.: Ради-

а между мишенью и детектором для того, чтобы наведенная в детекторе активность в достаточной степени превышала фон. При этом поправочный коэффициент, учитывающий размеры мишени и детектора, существенно отличается от единицы.

Можно показать, что для параллельных плоских круглых мишеней и детектора, имеющих общую ось симметрии (см. рисунок) поправочный коэффициент K определяется по формуле



Зависимость поправочного коэффициента от α и β

ционная техника. Вып. 12. М., Атомиздат, 1975, с. 195). Практическая необходимость измерять потоки менее 10^7 нейтр./с требует уменьшения расстояния

$$K = \left| 2\alpha^2 + \frac{2}{\pi} \alpha \beta^2 \int_0^{\alpha/\beta} \int_0^{2\pi} \frac{\left[\frac{\cos t}{x} - 1 - \left(\frac{\alpha}{x} \right)^2 \right] dx dt}{\left[\left(\frac{\alpha}{x} \right)^2 + \sin^2 t \right] \sqrt{\left(\frac{\alpha}{x} \right)^2 + 1 + \frac{1}{x^2} - \frac{2}{x} \cos t}} \right|^{-1}, \quad (1)$$

где $\alpha = h/R_d$; $\beta = h/R_M$; R_d — радиус детектора; R_M — радиус мишени; x, t — переменные параметры интегрирования.

При выводе формулы (1) каждую точку мишени принимали за точечный излучатель, испускающий нейтроны в телесный угол 4π , а ослаблением потока нейтронов от мишени до детектора пренебрегали. Интенсивность излучения всех точек мишени была принята одинаковой. Результаты расчета коэффициента по формуле (1) на ЭВМ представлены на рисунке.

Нейтронный поток Φ при известном значении K определяется по формуле

$$\Phi = \varphi 4\pi h^2 K, \quad (2)$$

где φ — плотность потока нейтронов, определяемая по активности, наведенной в детекторе.

Поступило в Редакцию 23.XI.77

УДК 621.039.548.016:543.51

Измерение значения альфа ^{235}U , ^{238}U и ^{239}Pu в активной зоне реактора БОР-60

ПРОКОПЕНКО В. С., ГАБЕСКИРИЯ В. Я., ИНЧАГОВ А. В., НОВИКОВ Ю. Б., ПРОКОПЬЕВ В. М., ТИХОМИРОВ В. В., ЧЕТВЕРИКОВ А. П.

Для уточнения физических и экономических характеристик реакторов на быстрых нейтронах важное значение приобретают интегральные эксперименты. При проведении такого эксперимента для определения значения $\alpha^{235}U$, ^{238}U и ^{239}Pu в третьем ряду активной зоны БОР-60 были облучены по две мишени каждого из изотопов. Мишени представляли собой герметически заваренные цилиндрические ампулы из нержавеющей стали, содержащие облучаемый элемент в виде двуокиси. Количество ^{235}U , ^{238}U и ^{239}Pu в мишенях было соответственно равно 5,50 и 5 мг. После облучения мишени растворяли в смеси соляной и азотной кислот. Полнота растворения контролировалась радиометрическими методами.

Значения α рассчитывали по результатам измерения числа делений и захватов ядрами исследуемых

изотопов. Число захватов в мишенях ^{235}U и ^{239}Pu определяли по накоплению ^{236}U и ^{240}Pu с учетом исходного изотопного состава. Изотопный состав урана и плутония в мишенях до и после облучения измеряли на масс-спектрометре МВ-3301. Число делений в мишенях ^{235}U и ^{239}Pu определяли по накоплению изотопов ^{145}Nd и ^{146}Nd . Выбор их в качестве монитора числа делений обусловлен тем, что их суммарный выход почти не зависит от спектра нейтронов [1]. При определении содержания изотопов неодама в облученных мишенях применяли масс-спектрометрический метод изотопного разбавления. В расчетах использовали значения выхода суммы изотопов ^{145}Nd и ^{146}Nd , равные $(6,85 \pm 0,20)\%$ для ^{235}U и $(5,56 \pm 0,12)\%$ для ^{239}Pu [2].

Число захватов в мишенях ^{238}U определяли по накоплению ^{239}Pu , количество которого в облученных мишенях также определяли методом изотопного разбавления. Этим же методом измеряли количество накопившегося ^{137}Cs , который использовали в качестве монитора числа делений ^{238}U . Необходимые значения выхода ^{137}Cs взяты из работы [3].

Кроме значений α , по результатам анализов облученных мишеней определены другие средние за время облучения спектральные индексы. Полученные результаты приведены в таблице, где представлены также полная погрешность, определенная с доверительной вероятностью 95%, и ее составляющие, обусловленные экспериментальными погрешностями и погрешностями опорных констант. Видно, что полученные значения хорошо согласуются с данными работы [4], в которой приведены также результаты экспериментального определения спектра нейтронов в месте облучения исследованных нами мишеней.

Экспериментальные результаты позволяют уточнить реальные параметры выгорания топлива и накопления плутония, а также их расчетное прогнозирование для реактора на быстрых нейтронах БОР-60.

Поступило в Редакцию 8.XII.77

УДК 543.08.53

Активационное определение ^{249}Bk в образцах трансурановых элементов

ИВАНОВ О. И., КРАЙНОВ Е. В., СВИРИДОВ А. Ф.

В настоящее время ^{249}Bk получается в результате продолжительного облучения трансплутониевых образцов в реакторе с высокой плотностью потока нейтронов. При радиохимическом выделении берклия из высокоактивных растворов америция, кюрия и калифорния возникают определенные трудности радиометрического контроля за его поведением. Распад ^{249}Bk происходит в основном путем эмиссии β -частиц низкой энергии. Поэтому радиометрический контроль можно проводить только после полной очистки берклия от радиоактивных примесей.

В работе исследовалась возможность нейтронно-активационного определения берклия в матрице, содержащей радионуклиды кюрия и калифорния. Нейтронно-активационный анализ трансурановых элементов чрезвычайно затруднен из-за подавляющего γ -излучения осколков деления. В то же время обнадеживающей

Измеренные значения спектральных индексов и их погрешности

Спектральный индекс	Значение	Погрешность, %		
		эксперимента	опорных констант	полная
σ_c^5/σ_f^5	0,197	3,2	3,0	4,4
σ_c^9/σ_f^9	0,104	4,1	2,2	4,7
σ_f^9/σ_f^5	1,29	2,4	3,6	4,3
σ_c^8/σ_f^5	0,111	1,8	2,9	3,4
σ_f^8/σ_f^5	0,0794	4,2	7,2	8,3
σ_c^8/σ_f^8	1,40	3,9	7,0	8,0
σ_c^9/σ_c^5	0,675	4,6	0,12	4,6
σ_c^8/σ_c^5	0,565	3,0	0,08	3,0

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Maek W. In: Proc. Panel Meeting on Fission Product Nuclear Data. Bologna, 26–30 Nov. 1973, JCP-1040.
2. Lisman F. e. NSE, 1970, v. 42, N 2, p. 191.
3. Crouch E. A. C. AERE-R-7785, 1975.
4. Грязев В. М. и др. Докл. на советско-французском семинаре «Активная зона и сборки: физика, концепция, расчеты, опыт эксплуатации быстрых реакторов». Димитровград, 18–21 января 1977.

предпосылкой для постановки работы служили высокое сечение радиационного захвата нейтронов ^{249}Bk (1400–1700 б [1–3]), удобный для измерения период полураспада ^{249}Bk (3,32 ч [4]) и высокий квантовый выход линий 989,0 и 1031,8 кэВ, равный соответственно 0,456 и 0,355 γ -квантов на распад [5].

Активацию образцов проводили в пучке нейтронов горизонтального канала реактора СМ-2. Плотность потока тепловых нейтронов в месте облучения составляла 10^{13} нейтр./(см²·с). Облученные ампулы с образцами доставляли к месту измерения пневмотранспортным устройством. Спектры облученных образцов измеряли на гамма-спектрометре с детектором типа ДГДК-40Б. Разрешающая способность спектрометра по линии 1332 кэВ ^{60}Co составляла 3,7 кэВ.

Мишени для облучения приготавливали выпариванием соответствующего раствора на подложке из алю-