

Распределение отношения сечений радиационного захвата и деления для Pu^{239} по высоте реактора БР-5

В. И. Иванов, Н. Н. Крот, Г. Н. Смиренин

Изучено распределение отношения сечений радиационного захвата и деления α для Pu^{239} по высоте реактора БР-5. Распределение реакций захвата нейтронов измерялось путем определения концентрации Pu^{240} по скорости спонтанных делений в образцах плутония, подвергшихся облучению в реакторе в интегральном потоке 10^{21} — 10^{22} нейтр/см². В качестве исходного материала для облучения использовался почти изотопно чистый Pu^{239} (содержание $Pu^{240} \approx 5 \cdot 10^{-3}\%$). Полученные значения β по мере удаления от центра реактора увеличиваются от 0,1 до 0,8. Данные, соответствующие равновесным спектрам нейтронов в активной зоне и внешней области отражателя, согласуются с результатами измерений σ_{γ} и σ_f на моноэнергетических нейтронах.

Введение

Отношение сечения радиационного захвата нейтронов к сечению деления $\alpha = \frac{\sigma_{\gamma}}{\sigma_f}$ весьма важно знать при расчетах и проектировании реакторов. Эта величина в значительной мере определяет коэффициент воспроизводства горючего в реакторе $KB \sim (1 + \alpha)^{-1}$. Из ряда работ можно получить сведения об энергетической зависимости α для моноэнергетических нейтронов в промежуточной области энергий до 50—100 эв [1—3] и от нескольких килоэлектронвольт до 1 Мэв [4—7]. Имеющиеся данные немногочисленны, часто противоречивы и не охватывают всего диапазона энергий нейтронов, участвующих в цепной реакции. Поэтому при составлении многогрупповых констант для расчетов реакторов до сих пор допускается значительный элемент произвола. В связи с этим измерения α для сплошных спектров нейтронов в реакторах представляют значительный интерес с точки зрения критической оценки правильности выбора и усреднения микроскопических констант. Это интересно также и в связи с возможностью получения непосредственной информации о величине α для конкретного реактора, поскольку расчет реактора всегда неизбежно связан с определенной идеализацией его конструкции. Такие измерения были проведены в быстром реакторе ЕВР-1 [8] и для фермиевского спектра нейтронов, отфильтрованного различными поглотителями [9, 10].

В описываемом эксперименте изучаются распределения реакций захвата нейтронов и деле-

ния и отношения α для Pu^{239} по высоте реактора БР-5. Исследование пространственно-энергетического распределения нейтронов в реакторе БР-5 [11] показало, что спектр нейтронов по мере удаления от центра реактора в глубину никелевого отражателя сильно смягчается в результате упругих и неупругих столкновений нейтронов. Начиная с середины отражателя, устанавливается спектр, близкий к фермиевскому с довольно резкой границей в районе 1 эв (см. также [12]). В активной зоне, составленной из стержней с оксидом плутония, спектр нейтронов весьма жесткий. Таким образом, измерения в реакторе БР-5 позволили охватить практически всю представляющую интерес область энергий нейтронов.

Экспериментальная часть

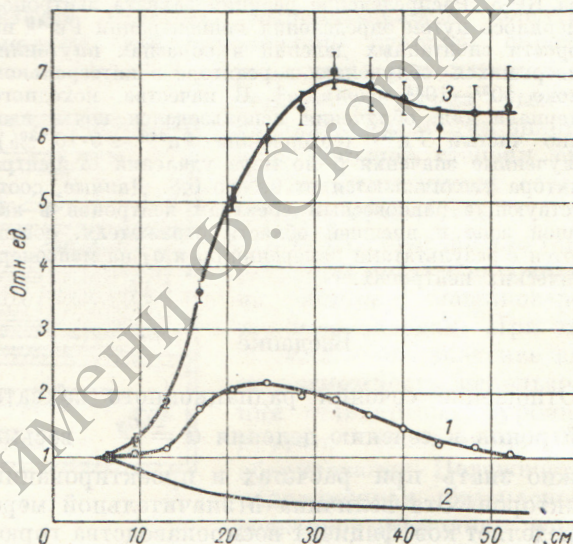
Основная трудность в данном опыте — измерения распределения захвата нейтронов в Pu^{239} . Они осуществлялись путем определения концентрации образующегося Pu^{240} методом счета числа спонтанных делений. Поскольку сечения захвата быстрых нейтронов весьма малы, в качестве материала для облучавшихся образцов использовался практически изотопно чистый Pu^{239} (примесь $Pu^{240} \approx 5 \cdot 10^{-3}\%$), полученный в результате переработки урановых стержней из демонтированного реактора БР-2. Время облучения в данном эксперименте определялось величиной интегрального потока нейтронов, при котором скорость спонтанных делений, связанных с накопившимся Pu^{240} , была достаточно велика по сравнению с фоном. Фон мог быть вызван спонтанными делениями Pu^{239} и Pu^{240} в исходном материале, вынужденными делениями под действием нейтронов космического излучения и электрическими помехами.

Образцы из PuO_2 весом 6—8 мг упаковывались в медные ампулы и помещались в герметичную оболочку из нержавеющей стали внутри экспериментального пакета. Последний устанавливался в центральной трубе реактора, охлаждаемой натрием, вместо рабочего твэла на расстоянии 4,7 см от вертикальной оси. Образцы были расположены вдоль канала равномерно через 4 см и охватывали область от

центральной плоскости реактора до нижнего края торцового никелевого отражателя. Экспериментальный пакет облучался в течение 145 эффективных суток при номинальной мощности 5 Мвт. Затем после радиохимической переработки образцов, проведенной с целью выделения из них плутония, были изготовлены слои для измерения скорости спонтанных делений.

Абсолютная величина концентрации Pu²⁴⁰ (0,2—0,5%) определялась сравнением интенсивностей спонтанных делений в исследованных и эталонном образцах. Концентрация Pu²⁴⁰ в эталонном образце измерялась масс-спектрометрическим методом и составляла 1,80 ± 0,05%. Скорость спонтанных делений сразу для нескольких слоев делящегося вещества определялась с помощью шести одинаковых ионизационных камер, расположенных в общем корпусе. Счет импульсов осуществлялся шестью однотипными регистрирующими устройствами, причем все регистрирующие каналы были включены в схему отбора антисовпадений с седьмым «антенным» каналом. Измерения проводились одновременно с четырьмя облученными слоями, эталонным слоем и слоем плутония с начальной концентрацией Pu²⁴⁰. При определении интенсивности спонтанных делений для защиты от медленных нейтронов космического фона детектор окружался экраном из карбида бора и кадмия. Относительные количества плутония в слоях определялись путем сравнения интенсивностей вынужденных деле-

ний в одинаковом потоке медленных нейтронов от Po—Be-источника в парафиновом блоке. Для исключения возможных систематических ошибок камера с эталонным слоем через определенные промежутки времени поочередно подключалась ко всем регистрирующим каналам. В непосредственные данные опыта—разность между общим числом спонтанных делений в об-



Распределения радиационного захвата нейтронов (1) делений (2) и $\alpha = \frac{\sigma_{\gamma}}{\sigma_f}$ для Pu²³⁹ (3) как функции расстояния от центра реактора. (Скорость реакций и величина α при $r = 4,7$ см приняты за единицу.)

Сводная таблица полученных экспериментальных данных

Расстояние от центральной плоскости, см	Расстояние от центра реактора, см	Содержание Pu ²⁴⁰ *, %	Относительное число захватов	Относительное число делений	Распределение α	α
0	4,7	0,235±0,008	1,00	1,00	1,00	0,11 ±0,01
4	6,2	0,234±0,010	0,99±0,04	0,965±0,030	1,04±0,05	0,115±0,010
8	9,3	0,252±0,019	1,07±0,07	0,840±0,025	1,28±0,10	0,14±0,015
12	12,9	0,268±0,012	1,14±0,04	0,650±0,020	1,76±0,09	0,195±0,015
16	16,7	0,413±0,018	1,76±0,06	0,492±0,015	3,58±0,17	0,395±0,035
20	20,5	0,483±0,017	2,06±0,06	0,408±0,012	5,05±0,21	0,555±0,045
24	24,4	0,509±0,019	2,16±0,07	0,333±0,010	6,50±0,27	0,715±0,06
28	28,3	0,460±0,017	1,96±0,06	0,282±0,008	6,95±0,30	0,765±0,065
32	32,2	0,448±0,016	1,90±0,05	0,252±0,007	7,56±0,31	0,83±0,075
36	36,1	0,390±0,024	1,66±0,10	0,226±0,007	7,35±0,50	0,81±0,08
40	40,0	0,342±0,012	1,46±0,04	0,204±0,006	7,14±0,28	0,785±0,07
44	44,0	0,284±0,015	1,21±0,06	0,182±0,005	6,65±0,38	0,73±0,07
48	48,0	0,275±0,018	1,17±0,07	0,170±0,005	6,90±0,47	0,765±0,08
52	52,0	0,250±0,026	1,06±0,11	0,152±0,005	7,00±0,75	0,77±0,10

* За вычетом концентрации Pu²⁴⁰ в исходном материале и с учетом выгорания Pu²³⁹ за счет делений.

разце до и после облучения на единицу веса — вносилась небольшая поправка на спонтанные деления Pu^{238} , образующегося в результате реакции $(n, 2n)$ на Pu^{239} . Концентрация Pu^{238} определялась путем анализа спектров α -частиц, испускаемых образцами.

Распределение делений Pu^{239} в реакторе БР-5 изучалось двумя способами: с помощью камеры делений и по активности осколков деления, выделенных из облученных образцов. Данные этих измерений, хорошо согласующиеся между собой, приводятся в таблице и на рисунке. Зная интегральный поток нейтронов, по концентрации Pu^{240} можно определить сечение захвата для Pu^{239} . Величина интегрального потока рассчитана по результатам измерений потока нейтронов в центре активной зоны и градуировки мощности реактора с помощью малогабаритной камеры делений со слоем Pu^{239} , количество которого было определено по его α -активности [11]. Приведенное в работе [11] абсолютное значение потока нейтронов в центре реактора $(8,2 \pm 0,3) \cdot 10^{14}$ нейтр/см²·сек было исправлено с учетом того, что в слое плутония, использовавшегося в камере, содержался, Pu^{240} , что не учитывалось ранее. После введения поправки поток оказался равным $(9,45 \pm 0,5) \cdot 10^{14}$ нейтр/см²·сек. Тем самым было устранено расхождение между градуировками мощности, основанными на балансе тепла в реакторе и на измерениях скорости счета актов деления в камере. Поток нейтронов на расстоянии 4,7 см от центра реактора был вычислен на основании распределения делений по радиусу активной зоны и составил $(9,1 \pm 0,6) \cdot 10^{14}$ нейтр/см²·сек. Интегральный поток нейтронов для центрального образца за время облучения $1,25 \cdot 10^7$ сек был равен $(1,14 \pm 0,08) \cdot 10^{22}$ нейтр/см². Отсюда σ_{γ} для Pu^{239} составляет $0,205 \pm 0,016$ барн. Принимая сечение деления равным $1,85 \pm 0,05$ барн, получим $\alpha = 0,11 \pm 0,01$. Данное значение использовалось для перехода от относительного распределения α к абсолютным величинам, которые приведены в последней колонке таблицы.

Обсуждение

Полученное ранее значение α для периферии активной зоны $0,19 \pm 0,02$ [13] хорошо согласуется с результатами настоящей работы. Показанные на рисунке распределения отражают отмеченный ранее факт существования равновесных спектров нейтронов в активной зоне и отражателе и резкое изменение спектра в по-

граничной области [11]. Равновесное значение $\alpha = 0,78 \pm 0,07^*$ в отражателе, энергетическое распределение нейтронов в котором, как было указано выше, близко к фермиевскому, можно сравнить с отношением резонансных интегралов радиационного захвата и деления, определенных в работе [2]. Согласно этой работе резонансные интегралы от 1 эв до 50 кэв составляют 188 ± 17 барн и 230 ± 5 барн соответственно. Отношение их равняется $0,815 \pm 0,075$ и хорошо согласуется с величиной, полученной в настоящей работе. Отметим также, что равновесное значение α в отражателе находится в соответствии с данными $\alpha = 0,6 \div 0,8$, полученными в работе [9] на спектре нейтронов Ханфордского реактора, различные участки спектра которого выделялись с помощью фильтров.

Определенный интерес представляло сравнение полученных экспериментальных значений α с результатами многогруппового расчета реактора. Для этого был использован 18-групповой расчет распределения потока нейтронов в сферизованной и гомогенизированной модели реактора БР-5 [11]. Полученное из расчета значение α для центрального образца составило 0,093; небольшое отклонение его от экспериментальной величины $\alpha = 0,11 \pm 0,01$, по-видимому, может быть отнесено за счет прострела более медленных нейтронов из отражателя в активную зону по каналам, заполненным натрием.

К сожалению, удовлетворительное согласие расчетных данных с опытными отмечается только для активной зоны. В отражателе расчетные и экспериментальные кривые распределений реакций (n, γ) и (n, f) существенно расходятся. Тем не менее их отношение качественно хорошо описывает характер изменения α по высоте реактора, полученный в настоящей работе. Это обстоятельство, видимо, связано с тем, что отношение сечений захвата и деления, сходным образом зависящих от энергии нейтронов, менее чувствительно к отклонению результатов расчета спектра нейтронов в идеализированной модели от спектра нейтронов в реальной системе.

Настоящая работа выполнена под общим руководством И. И. Бондаренко и А. П. Смирнова-Аверина, которым авторы выражают глубокую благодарность. Авторы признательны А. И. Лейпунскому и О. Д. Казачковскому за внимание

* Приведенное равновесное значение α получено усреднением данных по внешней части толщины отражателя (28—52 см) (см. таблицу).

и интерес к работе, В. И. Галкову, принимавшему участие на отдельных этапах работы, и Ю. А. Блюмкиной за изготовление электронной аппаратуры. Авторы также благодарят коллектив сотрудников горячей лаборатории и персонал, обслуживающий реактор, за помощь в проведении эксперимента.

Поступила в Редакцию 18/IV 1963 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. F. Farley, J. Nucl. Energy, 3, 33 (1956).
2. Л. Боллинджер, Р. Коте, Г. Томас. В кн. «Труды Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии». Избр. докл. иностр. ученых. Т. 2. М., Атомиздат, 1959, стр. 123.
3. И. В. Кирпичников, С. И. Сухоручкин. «Атомная энергия», 7, 429 (1959).
4. П. Е. Спивак и др. «Атомная энергия», № 3, 21 (1956).
5. R. Maclin, H. Schmitt, J. Gibbons. Phys. Rev., 102, 797 (1956).
6. В. Н. Андреев. «Атомная энергия», 4, 125 (1958).
7. J. Hopkins, B. Diven. Nucl. Sci. and Engng, 12, 169 (1962).
8. P. Kafalas, M. Levenson, C. Stevens. Nucl. Sci. and Engng; 2, 657 (1957).
9. В. К а н н, Г. С т ю а р т, Ф. У а й т. Экспериментальные реакторы и физика реакторов. Докл. иностр. ученых на Международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1955). М., Гостехиздат, 1956, стр. 633.
10. Б. Г. Ерозолимский. Сессия АН СССР по мирному использованию атомной энергии (заседания отд. физ.-матем. наук). М., Изд. АН СССР, 1955, стр. 369.
11. А. И. Лейпунский и др. «Атомная энергия», 11, 498 (1961).
12. М. Н. Николаев и др. Proceedings of the Seminar on the Physics of Fast and Intermediate Reactors. IAEA, v. 1, Vienna, 1961, p. 65.
13. В. И. Галков и др. «Атомная энергия», 12, 56 (1962).



УДК 621.039.516.22

Аналитический метод расчета неравномерного выгорания горючего в ядерных реакторах

И. С. Акимов, Е. И. Гришанин

Разработан аналитический метод расчета неравномерного выгорания горючего в ядерных реакторах, в которых запас реактивности на выгорание горючего компенсируется выгорающим поглотителем или поглотителем, равномерно распределенным в активной зоне в течение всей кампании.

Известно, что уран в активной зоне реактора выгорает неравномерно. Детальный учет неравномерности накопления шлаков необходим как для определения продолжительности кампании реактора, так и для учета деформации нейтронного поля. В работе [1] предлагается простой метод решения задачи, но при этом используется ряд предположений. Основное из них состоит в том, что параметр, характеризующий интегральное облучение горючего $S = \sigma_{c5} \times$

$\times \int_0^t \Phi(z, t') dt'$, принимается пропорциональным нейтронному потоку $\Phi(z, t)$ в текущий момент кампании. В действительности же этот параметр определяется нейтронным потоком, меняющимся в течение всего промежутка времени от 0 до t . Задача о неравномерном выгорании

горючего в реакторе может быть решена также и другим способом. Все время работы реактора разбивают на конечное число интервалов, в пределах которых предполагается, что распределение нейтронного потока в активной зоне реактора не меняется. Очевидно, в этом случае могут быть использованы лишь численные методы определения нейтронного потока (см., например, работу [2]), так как реактор становится многозонным. Практически таким способом задачу можно решить лишь при использовании электронно-вычислительных машин. Ниже предлагается аналитический метод решения задачи о неравномерном выгорании горючего, позволяющий оценить точность первого метода и значительно менее громоздкий, чем второй метод.

Пусть имеется уравнение реактора в виде

$$\hat{L}(r, u, t) \cdot \Phi(r, u, t) = 0, \quad (1)$$

где $\hat{L}(r, u, t)$ — некоторый оператор. Граничное условие для потока нейтронов на внешней границе реактора r_s

$$\Phi(r_s, u, t) = 0. \quad (2)$$