

УДК 621.039.56

РАСЧЕТ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЛИ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ И ВРЕМЕНИ ЖИЗНИ МГНОВЕННЫХ НЕЙТРОНОВ В ИБР-2М

Пепельшев Ю.Н., Rogov A.D., Тайыбов Л.А., Чжан Чан Мин (ОИЯИ, г. Дубна, Московская обл.),
Мехтиева Р.Н. (Ин-т радиационных проблем, г. Баку, Республика Азербайджан)

В кинетике ядерных реакторов эффективная доля запаздывающих $\beta_{\text{эф}}$ и время жизни мгновенных нейтронов τ являются одними из основных параметров. Для импульсных реакторов типа ИБР-2 величина τ определяет длительность импульса мощности и наряду с $\beta_{\text{эф}}$ используется в анализе условий безопасной работы. По сравнению с ИБР-2 активная зона модернизированного ИБР-2М стала более компактной [1, 2]. Если такие параметры для ИБР-2 можно было экспериментально определить, то для ИБР-2М это сделать невозможно. Время жизни мгновенных нейтронов в ИБР-2М можно оценить, например, из анализа формы импульса мощности, эффективную долю запаздывающих нейтронов — из анализа шумов энергии импульсов [3, 4], однако их точность в данном случае недостаточна для последующего использования. Качественно требуемую точность можно оценить следующим образом: чувствительность ИБР-2 к флуктуациям реактивности в 15 раз выше, чем в стационарном режиме работы, и в 40 раз выше, чем для стационарного реактора с урановым топливом. Поэтому и требования к точности определения оценки $\beta_{\text{эф}}$ для ИБР-2М должны быть в 15 раз выше. В настоящей работе приведены методика и результаты расчета $\beta_{\text{эф}}$ и τ для ИБР-2М с максимально возможной точностью.

Эффективная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{\text{эф}}$ отличается от теоретической β , определяемой как отношение числа запаздывающих нейтронов к числу всех нейтронов для данного делящегося ядра. Это связано с тем, что запаздывающие нейтроны по сравнению с мгновенными испускаются с более низкой энергией, и, следовательно, вероятность вызвать последующие деления (их ценность по отношению к делению) отличается от мгновенных нейтронов. Время жизни мгновенных нейтронов в реакторе определяется как величина, обратная вероятности исчезновения нейтрона в единицу времени

вследствие любых процессов. В кинетике реактора используются также две связанные с $\beta_{\text{эф}}$ и τ величины: ценность запаздывающих нейтронов $\gamma = \beta_{\text{эф}}/\beta$ — число, показывающее, во сколько раз эффективная доля запаздывающих нейтронов больше теоретической, и константа спада мгновенных нейтронов, которая в критическом состоянии реактора выражается в виде $\alpha = \beta_{\text{эф}}/\tau$.

Из анализа [5, 6] следует, что наиболее приемлемым для расчета $\beta_{\text{эф}}$ и τ в ИБР-2, -2М является метод, основанный на теории возмущений. Согласно этому методу их можно оценить из решения стационарного уравнения переноса нейтронов в виде

$$\begin{aligned}\beta_{\text{эф}} &= \sum_A \beta_{\text{эф}}^A = \\ &= \frac{1}{\eta} v_d \sum_A \int_V dV N_A \sum_{g=1}^G \chi_{D,g}^A \Phi_g^+(r) \sum_{l=1}^G \Sigma_f^A \Phi_l(r); \\ \eta &= \int dV \sum_A N_A \sum_{g=1}^G v_f \Sigma_f^A \Phi_g(r) \sum_{l=1}^G \chi_l^A \Phi_l^+(r); \\ \tau &= \frac{1}{\eta} \sum_g \int_V \int_{\Omega} \frac{1}{v_g} \Phi_g(\mathbf{r}, \Omega) \Phi_g^+(\mathbf{r}, -\Omega) dV d\Omega,\end{aligned}$$

где η — ценность нейтронов деления; v_d — число запаздывающих нейтронов на один акт деления; V — объем активной зоны; N_A — концентрация нуклида с номером A ; $\chi_{D,g}^A = \sum_i \chi_{D,g}^{A,i} a_i^{A,g}$ — доля запаздывающих нейтронов в энергетической группе g ; $\chi_{D,g}^{A,i}$ — доля i -й группы запаздывающих нейтронов, испускаемых нуклидом A и попадающих в энергетическую группу g ; $a_i^{A,g}$ — относительный выход i -й группы запаздывающих нейтронов, принадлежащих энергетической группе g ; $\Phi_g^+(r)$ — сопряженная функция потока нейтронов в энергетической группе $g = \overline{1, G}$; G — число энерге-

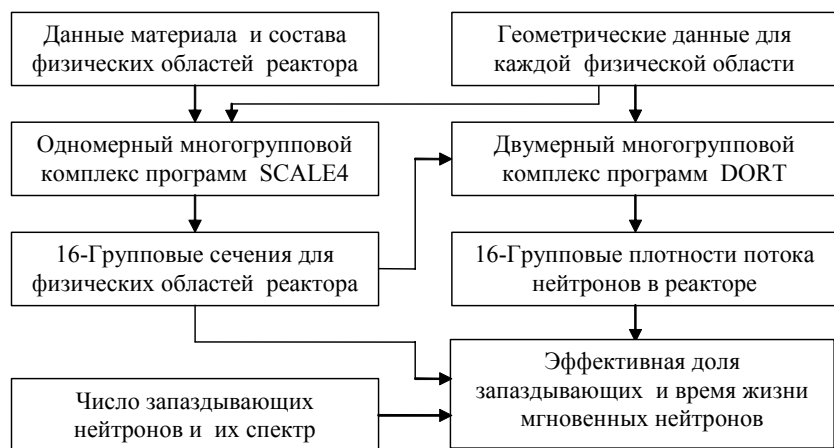
тических групп; Σ_f^A — макроскопическое сечение деления нуклида с номером A ; $\Phi_l(r)$ — плотность потока нейтронов в энергетической группе l ; ν_f — число нейтронов на один акт деления; $\Phi_g(r)$ — плотность потока нейтронов в энергетической группе g ; χ_l^A — доля нейтронов деления в энергетической группе l ; $\Phi_l^+(r)$ — сопряженная функция потока нейтронов в энергетической группе $l = \overline{1, L}$; L — число энергетических групп; v_g — скорость нейтронов в энергетической группе g .

Плотность потока нейтронов в ИБР-2М можно рассчитать с помощью двумерной модели реактора по радиусу и высоте активной зоны [7]. Неоднородности в энергетическом спектре нейтронов на периферии активной зоны, которые возникают вследствие влияния нейтронов, отраженных от реакторных конструкций, можно учесть с помощью многогруппового уравнения переноса. Для расчетов использовали программы DORT — двумерный многогрупповой комплекс программ переноса нейтронов на базе метода дискретных ординат в S_n -приближении и SCALE4 с системой многогрупповых ядерных констант [8, 9]. В методе дискретных ординат угловое распределение потока нейтронов аппроксимируется функцией, определенной в узлах угловой переменной (S_n -приближение). По программе SCALE4 были подготовлены 16-групповые сечения для двумерных многогрупповых нейтронно-транспортных расчетов по программам DORT. Анизотропию плотности потока нейтронов и сечения рассеяния учитыва-

ли в транспортном P_1 -приближении. Оптимальные расчетные оценки и точность были выбраны на основании тестовых исследований в ИБР-2 с известным экспериментальным временем жизни мгновенных нейтронов τ и в быстрой критической сборке ZPR III-59 с плутониевым топливом с измеренной эффективной долей запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$ [10]. Как видно из таблицы, расчетные значения $\beta_{эф}$ близки к экспериментальным и сильно зависят от числа запаздывающих нейтронов на один акт деления. Для ZPR III-59 максимальное отличие составляет +5,1%, для ИБР-2 — +2,2%. При использовании числа запаздывающих нейтронов на один акт деления ν_d [11] эффективная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$ оказывается наиболее близкой к экспериментальной как для ZPR III-59, так и для ИБР-2. При этом время жизни мгновенных нейтронов не зависит от числа запаздывающих нейтронов на один акт деления.

Расчетная и экспериментальная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$ (S_{16} -приближение)

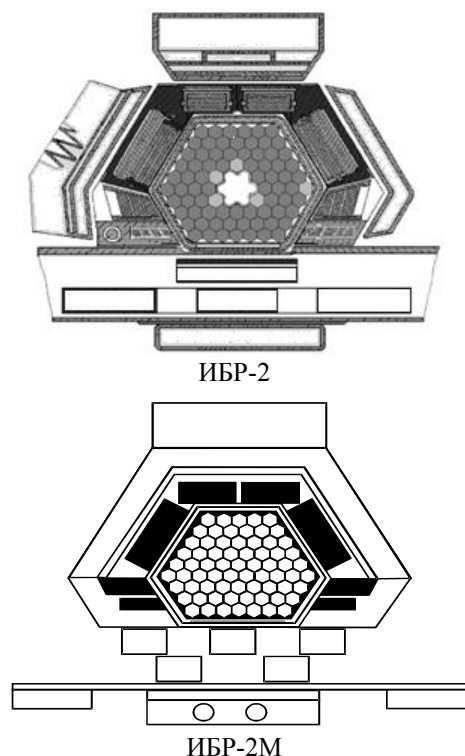
Число запаздывающих нейтронов на акт деления		ZPR III-59		ИБР-2	
Библиотека	$\nu_d, 10^{-3}$	$\beta_{эф}, 10^{-3}$	$\Delta\beta_{эф}, \%$	$\beta_{эф}, 10^{-3}$	$\Delta\beta_{эф}, \%$
ENDF/B VII	6,44	2,44	4,7	2,208	1,9
JENDL-3.3	6,27	2,38	2,1	2,150	-0,8
JEF-2.2	6,46	2,45	5,1	2,215	2,2
[11]	6,3	2,39	2,6	2,160	-0,3
Эксперимент		$2,33 \pm 0,0001$		$2,167 \pm 0,000015$	



Р и с. 1. Схема расчета эффективной доли запаздывающих нейтронов и времени жизни мгновенных нейтронов ИБР-2М

Расчеты проведены для критического состояния реактора, что позволило выбрать их оптимальную схему (рис. 1).

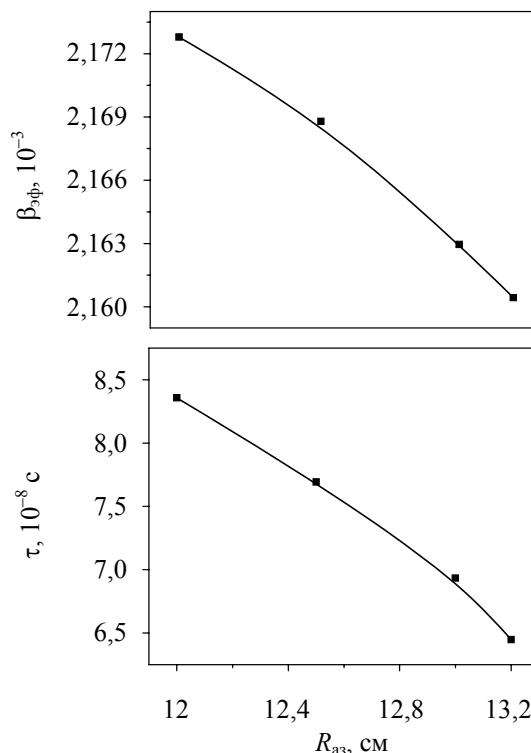
Основные результаты и их анализ. Активная зона ИБР-2М отличается от ИБР-2 меньшим размером — загрузка составляет 69 и 78 ТВС соответственно (рис. 2). С использованием S_{16} -приближения и шага сетки 0,5 см для штатного режима ИБР-2М были получены следующие значения: $\beta_{эф} = 0,00216 \pm 0,00007$, $\tau = (6,5 \pm 0,5)10^{-8}$ с. Цен-



Р и с. 2. Горизонтальный разрез ИБР-2 и ИБР-2М

ность запаздывающих и константа спада мгновенных нейтронов для критического состояния $\gamma = 0,98$, $\alpha = 3,5 \cdot 10^4 \text{ с}^{-1}$ соответственно. Таким образом, по расчетам эффективная доля запаздывающих нейтронов в пределах ошибки совпадает с ИБР-2, время жизни мгновенных нейтронов на 5% больше ($\beta_{\text{эф}} = 0,00216$, $\tau = (6,2 \pm 0,2) \cdot 10^{-8} \text{ с}$).

В меньшей по сравнению с ИБР-2 активной зоне ИБР-2М время жизни мгновенных нейтронов τ больше. Для проверки достоверности результата были проведены дополнительные расчеты, в которых эти параметры вычисляли в зависимости от радиуса активной зоны ZPR III-59 и ИБР-2. Анализ показал, что для сборки ZPR III-59 и ИБР-2, близких по составу и геометрии к ИБР-2М, действительно наблюдается некоторое увеличение $\beta_{\text{эф}}$ и τ при уменьшении размеров активной зоны в радиальном направлении. Как видно на рис. 3, эти параметры в указанном диапазоне уменьшаются с радиусом активной зоны. С точки зрения расчетной методики любое изменение радиуса или высоты активной зоны приводит к совершенно новому реактору. Поэтому данные, приведенные на рис. 3, есть чисто иллюстративный материал, показывающий, что в указанной области изме-

Р и с. 3. Зависимость расчетной эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{\text{эф}}$ и времени жизни мгновенных нейтронов τ от радиуса активной зоны ИБР-2 (S_8 -приближение)

нения радиуса активной зоны расчеты параметров кинетики ИБР-2, -2М правильно отражают суть изменений величин $\beta_{\text{эф}}$ и τ в зависимости от ее геометрии. Частично изменение времени жизни мгновенных нейтронов τ с радиусом активной зоны связано с тем, что для ИБР-2 отношение высоты активной зоны к диаметру, близкое к оптимальному, после модернизации изменилось (увеличилось). Это привело к уменьшению в критическом состоянии реактора ценности мгновенных нейтронов и соответственно увеличению времени их жизни.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ананьев В.Д., Архипов В.А., Бабаев А.И. и др. Энергетический пуск реактора ИБР-2 и первые физические исследования на его пучках. — Атомная энергия, 1984, т. 57, вып. 4, с. 227—234.
2. Ананьев В.Д., Виноградов А.В., Долгих А.В. Реактор ИБР-2 — эксплуатация и перспективы развития. — В сб.: 11-е ежегодное Рос. сов. по безопасности исследовательских ядерных установок. Димитровград, 2009, с. 69—77.
3. Пепельшев Ю.Н. Метод экспериментальной оценки эффективной доли запаздывающих нейтронов и времени жизни поколения нейтронов реактора ИБР-2: Препринт ОИЯИ Р-13-2007-96. Дубна, 2007.

4. **Пепельшев Ю.Н., Смирнов В.С.** Измерение среднего времени жизни поколения нейтронов в реакторе ИБР-2: Препринт ОИЯИ Р-13-2006-115. Дубна, 2006.
5. **Michalek S., Hascik J., Farkas G.** MCNP5 delayed neutron fraction (β_{eff}) calculation in training reactor VR-1. — J. Electrical. Engng, 2008, v. 59, № 4, p. 221—224.
6. **Зизин М.Н., Ярославцева Л.Н.** Расчет эффективной доли запаздывающих нейтронов и времени жизни мгновенных нейтронов для быстрых критических сборок. — В сб.: Советско-бельгийско-голландский симп. по некоторым проблемам физики быстрых реакторов. Мелекес, февраль 1970, т. 1. М., ЦНИИАтоминформ, с. 16—20.
7. **Чжан Чан Мин.** Влияние термомеханических перемещений реакторных конструкций на реактивность ИБР-2М. Сообщение ОИЯИ Р13-2009-166. Дубна, 2009.
8. **Rhoades W., Childs R.** An updated version of the Dort-4 one-and two-dimensional neutron/photon transport code. — In: Rep. RSICC Computer Code Collection Tort-Dort-PC Two-and Three-Dimensional Discrete Ordinates Transport. Version 2.7.3. ORNL-5851, July 1982.
9. **Greene N., Petrie L.** A one-dimensional discrete-ordinates code transport analysis. — In: Rep. SCALE: a Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. V.I-III. NUREG/CR-0200, Rev. 6. ORNL/NUREG/CSD-2/R6, 2000.
10. **Carpenter S., Gasidlo J., Stevenson J.** Measurements of the effective delayed-neutron fraction in two fast critical experiments. — Nucl. Sci. Engng, 1972, v. 49, p. 236—239.
11. **Angelo A., Mcknight R.** Delayed Neutron Data for the Major Actinides. A Report by the Working Party on Intern. Evaluation Co-Operation of the NEA Nuclear Sci. Com. V. 6. NEA/WPEC-6, OECD, 2002.

Поступила в Редакцию 30.11.10

УДК 504.054.4(282.247.32):621.039.58

ЗАГРЯЗНЕНИЕ БЕРЕГОВ ВОДОХРАНИЛИЩ ДНЕПРОВСКОГО КАСКАДА ВСЛЕДСТВИЕ АВАРИИ НА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС

Вакуловский С.М., Новицкий М.А. (НПО «Тайфун», г. Обнинск), Ворончук М.М. (УкрНИГМИ, г. Киев)

После аварии на Чернобыльской АЭС в результате оперативных и регулярных наблюдений за состоянием радиоактивного загрязнения водохранилищ Днепровского каскада, проведенных специалистами Госкомгидромета СССР и других ведомств, была получена обширная информация о степени загрязнения воды и донных отложений как в ранний период после аварии, так и в последующие годы [1, 2]. Тщательное рассмотрение этой информации выявило отсутствие оценки степени загрязнения. Берега водохранилищ Днепровского каскада являются традиционным местом летнего отдыха населения и любителей рыбной ловли. Поэтому после аварии, вследствие которой подверглись загрязнению водохранилища Днепровского каскада и прилегающие к ним территории, в мае и осенью 1986 г., весной 1987 г. сотрудники НПО «Тайфун» и УкрНИГМИ обследовали состояние загрязнения берегов Киевского, Каневского и Кременчугского водохранилищ [3—5]. Однако их результаты не были широко доступны. В связи с этим в настоящей статье приводится информация о состоянии радиоактивного за-

грязнения берегов Днепровского каскада по результатам обследований, представленных в указанных отчетах.

Берега водохранилищ обследовали с использованием различных плавательных средств, вертолетов и наземной радиометрической съемки с последующим отбором проб почвы в местах с повышенной экспозиционной мощностью дозы γ -излучения (рис. 1—4). Обследования показали, что загрязнение берегов носит неоднородный прерывистый характер и представляет собой цепочку узких полос, примыкающих к урезу воды. Ширина полос 0,5—5 м, протяженность от нескольких десятков метров до километра. По морфологическим показателям и генезису можно выделить пять основных геометрических форм загрязнения берегов водохранилищ — протяженная линия вдоль уреза воды, овальная вдоль края ложбины, суффозионные блюдца, абразивные ниши, площадки различной конфигурации в зоне мелководий. На этих участках береговой линии Киевского водохранилища в мае—августе 1986 г. мощность дозы γ -излучения изменялась в пределах 4—30 мкЗв/ч, достигая на отдельных участках