

АНАЛИЗ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЯЧЕЕК РЕАКТОРА БОР-60 ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков
ОАО «ГНЦ РФ НИИАР», г. Димитровград



Выполнен анализ эффективности использования ячеек активной зоны и бокового экрана реактора БОР-60 для проведения экспериментальных исследований за 40 лет эксплуатации. Определены наиболее часто используемые ячейки реактора и основные параметры, влияющие на привлекательность ячеек для проведения экспериментальных исследований.

Ключевые слова: реактор БОР-60, активная зона, боковой экран, ячейки, исследовательский реактор, экспериментальные исследования.

Key words: BOR-60 reactor, core, blanket, cells, research reactor, the experimental research.

ВВЕДЕНИЕ

Исследовательский реактор (ИР) в соответствии с НП-033-01 [1] – *устройство для экспериментальных исследований*. Следовательно, основная функция ИР – это проведение экспериментальных исследований (ЭИ). Сравнить ИР по отдельным параметрам крайне сложно, так как все они уникальны по своей конструкции. Одним из параметров, характеризующих ИР является «качество» реактора – отношение максимальной плотности потока нейтронов (F_n) к тепловой мощности реактора. По этому показателю реактор БОР-60 является одним из лучших в мире [2], но данный параметр не полностью отражает качественную характеристику ИР. Необходимо, чтобы в экспериментальном объеме были достаточные потоки нейтронов с требуемым спектром нейтронов (S_n). Таким образом, качество ИР, в основном, определяется доступными объемами для проведения ЭИ, потоками нейтронов в данных областях и их спектром, а также наличием экспериментальных каналов и петель.

Цель работы – статистический анализ использования ячеек активной зоны (а.з.) и бокового экрана (БЭ) реактора БОР-60 для проведения ЭИ за 40 лет эксплуатации.

РЕАКТОР БОР-60

Реактор БОР-60 – уникальная экспериментальная установка, обладающая «жестким» спектром и высокой плотностью потока нейтронов. На настоящий момент это фактически единственный ИР на быстрых нейтронах в мире, который стабильно работает и обладает полной научной и экспериментальной базой. За годы эк-

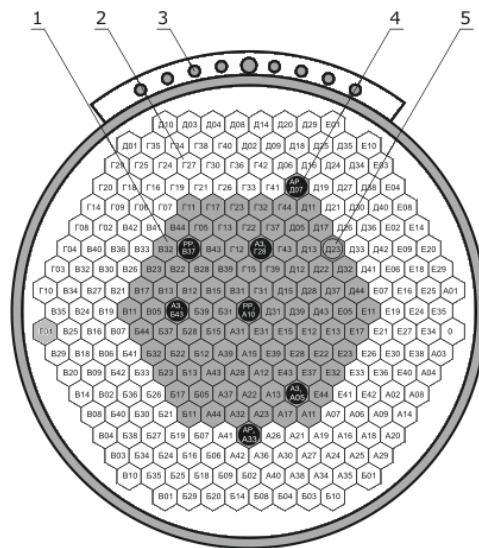


Рис. 1. Картограмм реактора БОР-60: 1 – ТВС; 2 – сборки БЭ; 3 – вертикальные экспериментальные каналы; 4 – рабочие органы СУЗ; 5 – инструментальная ячейка (Д23)

сплуатации реактор БОР-60 показал высокую надежность и безопасность. На реакторе были проведены ЭИ практически по всем направлениям развития ядерной энергетики [3, 4].

В реакторе БОР-60 сборки располагаются в шестигранной решетке – всего 265 ячеек (рис. 1). Под ТВС предусмотрено до 156 ячеек, под рабочие органы (РО) СУЗ – семь ячеек, а остальные заполняются сборками БЭ. Экспериментальные сборки могут находиться в любых ячейках а.з. и БЭ реактора (исключая ячейки, занятые РО СУЗ).

За 42 года эксплуатации реактора БОР-60 (1969–2011 гг.) а.з. и БЭ претерпевали существенные изменения. С 1969 до конца 1970-х гг. реактор работал на таблеточном оксидном высокообогащенном (90% ^{235}U) урановом ядерном топливе (ЯТ) и со стальным БЭ. В 1980-е гг. реактор был переведен на смешанное виб-

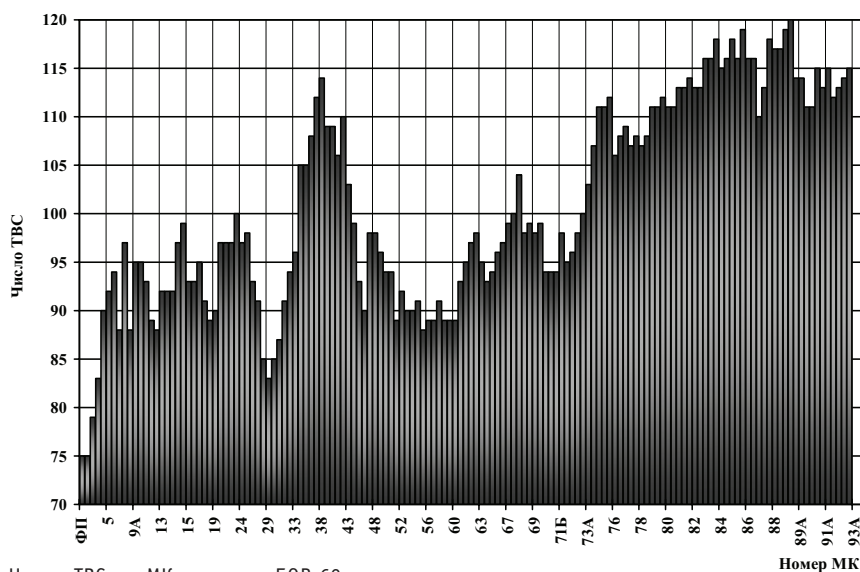


Рис. 2. Число ТВС по МК реактора БОР-60

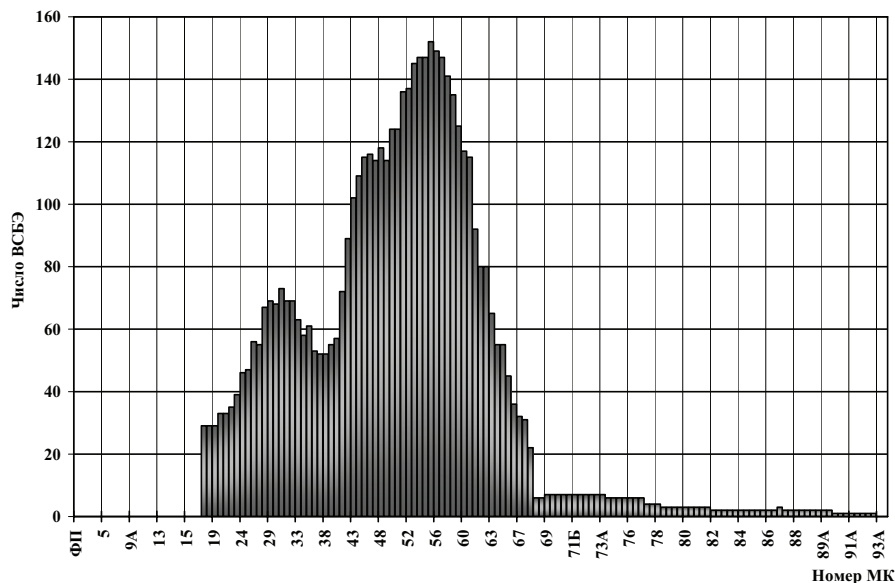


Рис. 3. Число воспроизводящих сборок в БЭ реактора БОР-60 по МК

роуплотненное уран-плутониевое оксидное ЯТ (эффективное обогащение по ^{235}U ~ 70–75%) и другие размеры а.з., а также воспроизводящий БЭ из обедненного оксида урана. В настоящее время реактор работает на виброуплотненном урановом оксидном ЯТ (70% ^{235}U) и со стальным БЭ [5].

За годы эксплуатации реактора БОР-60 число ТВС и воспроизводящихборок бокового экрана (ВСБЭ) по микрокампаниям (МК) постоянно изменялось (рис. 2 и 3). Изменялись и другие характеристики и параметры реактора БОР-60: число экспериментальных ТВС (ЭТВС) и нетопливныхборок в а.з. и БЭ; конструкция стержней СУЗ и используемый поглотитель; средняя тепловая мощность и энерговыработка реактора за МК и т.д. За 42 года эксплуатации реактора БОР-60 было более 140 МК, среди которых практически нет полностью идентичных. На рисунке 4 приведены аксиальные распределения F_n в центральной плоскости а.з. (ЦПАЗ) для трех различных состояний реактора.

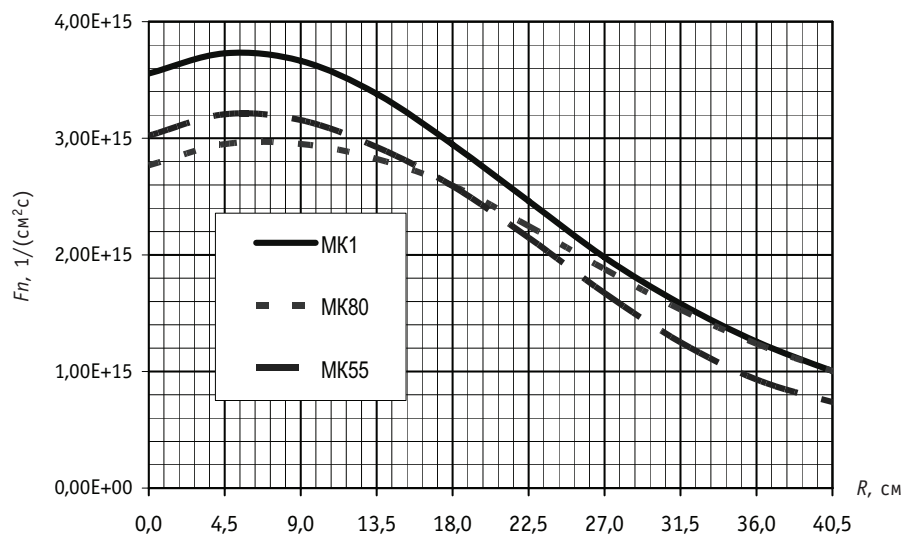


Рис. 4. Радиальное распределение плотности потока нейтронов в ЦПАЗ реактора

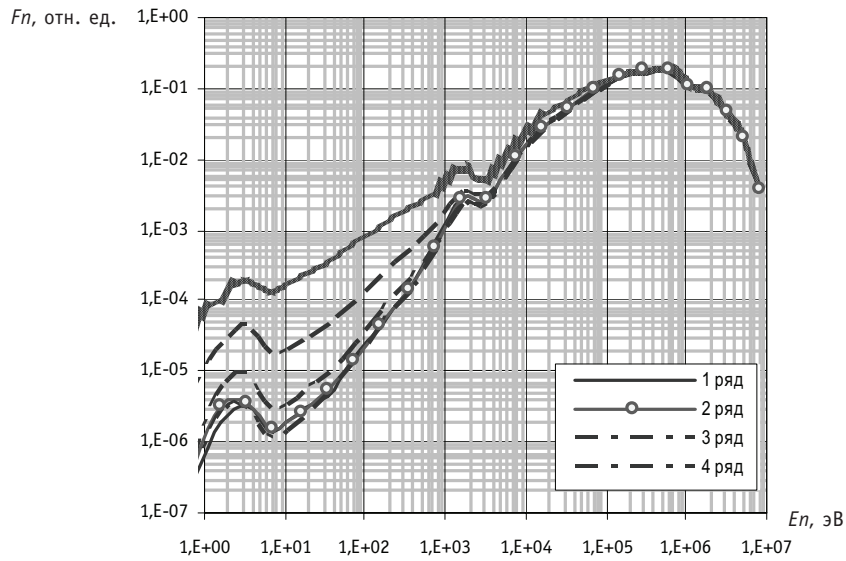


Рис. 5. Спектр нейтронов в активной зоне реактора BOR-60

Спектр нейтронов в а.з. (1–6 ряд) реактора BOR-60 стабильный и почти не меняется по рядам (рис. 5). Доля F_n с $E > 0.1$ МэВ составляет 77–83 %. Таким образом, ячейки а.з. реактора по Sn практически идентичны и отличаются только значением F_n . Очевидно, что наиболее привлекательными для проведения ЭИ должны быть ячейки в центральной области а.з. с более высокой F_n .

В боковом экране реактора изменение («смягчение») Sn по рядам (6–9 ряд) происходит больше, хотя в целом он также остается достаточно «жестким». Доля F_n с $E > 0.1$ МэВ составляет от 65% на границе с а.з. до 45% в девятом ряду БЭ (рис. 6). Существенного смягчения Sn в ячейке Г01 (F_n с $E > 0.1$ МэВ ~25%) достигли за счет ее окружения тремя сборками с гидридом циркония. Таким образом, ячейки БЭ с точки зрения Sn также близки, за исключением ячейки Г01, а F_n может отличаться в два раза. Поэтому наиболее привлекательными для проведения ЭИ должны быть ячейки, расположенные рядом с а.з., где более высокая F_n и «жесткий» Sn .

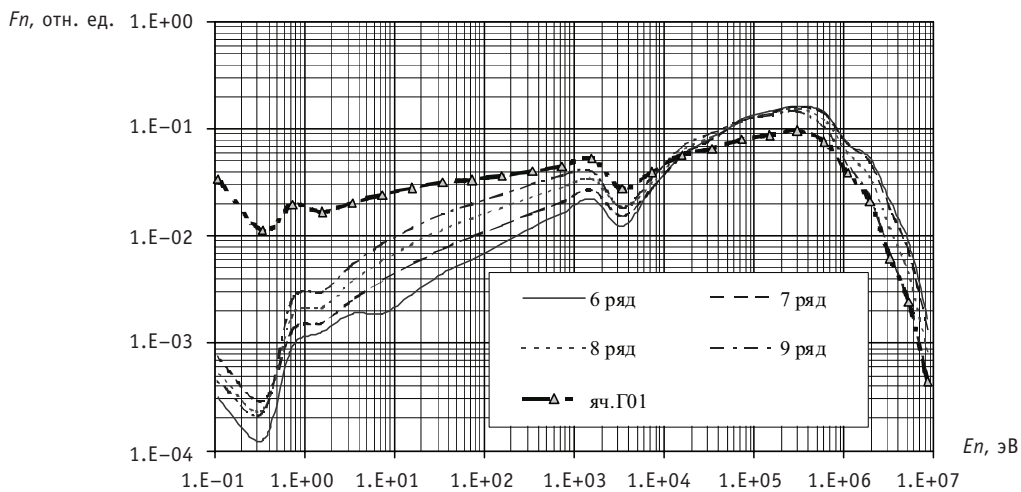


Рис. 6. Спектр нейтронов в БЭ реактора BOR-60

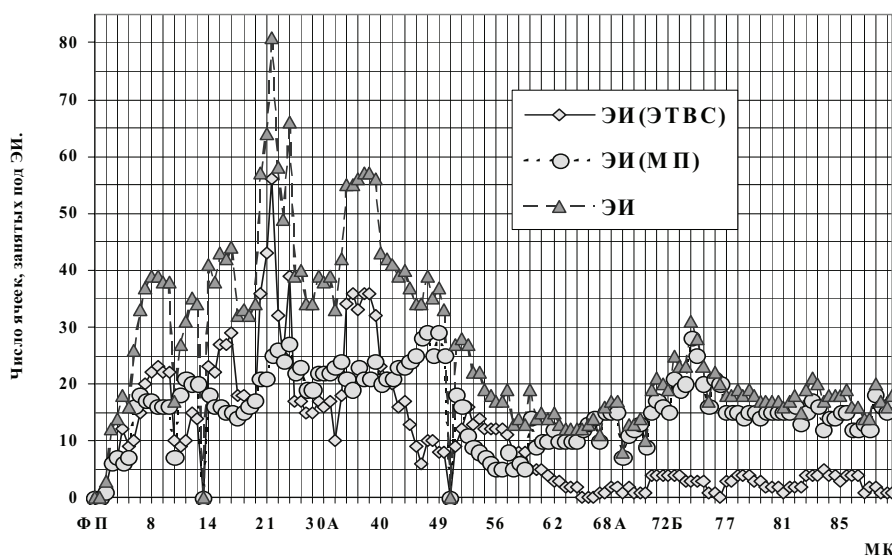


Рис. 7. Число экспериментальных исследований (ЭИ) по МК реактора БОР-60: ЭИ(ТВС) – число ЭТВС; ЭИ(МП) – число нетопливных экспериментальных сборок

Все годы эксплуатации реактора БОР-60 в а.з. и БЭ постоянно проводились ЭИ: облучение различных типов ЯТ, конструкционных, поглощающих и других материалов, испытания новых твэлов и ТВС, облучательных устройств и ампул, исследования характеристик реактора, наработка радионуклидов и т.д. (рис. 7).

В первые годы работы ИР, как правило, проводятся наиболее массовые ЭИ, в которых определяются основные характеристики реактора. В дальнейшем, когда ИР уже хорошо изучен, начинают проводиться ЭИ в обоснование достижения предельных параметров эксплуатации (выгорание ЯТ, флюенсы нейтронов, энерговыделение и т.д.) и перспективных разработок (новые виды ЯТ, стали, поглотители, конструкции и т.д.).

На реакторе БОР-60 около семи лет (до МК-16) проводились массовые испытания ЯТ, а также различных конструкционных материалов. В этот период до половины загрузки реактора составляли ЭТВС. После непродолжительного уменьшения загрузки ЭТВС в реактор их число вновь начало расти в связи с подготовкой и переходом реактора БОР-60 с таблеточного на виброуплотненное ЯТ и сменой конструкции ТВС, а затем и повышения выгорания ЯТ. На данном этапе работы реактора испытания ЯТ и ТВС преобладали над другими ЭИ. В дальнейшем, по мере достижения требуемых выгораний ЯТ и обоснования надежности работы штатных ТВС, основные ЭИ были направлены на изучение различных конструкционных материалов. Последние 15 лет ЭИ различных конструкционных материалов и наработка радионуклидов стали основным направлением исследований на реакторе.

Следует отметить, что в целом реактор БОР-60 всегда был востребован и активно использовался в качестве ИР. Однако, очевидно, что различные ячейки ИР имеют различную «ценность» и поэтому их частота (эффективность) использования для проведения ЭИ может существенно отличаться.

СБОР И АНАЛИЗ ИСХОДНОЙ ИНФОРМАЦИИ

Информация по всем МК и картограммам загрузки реактора БОР-60, отдельным сборкам (ТВС, ЭТВС, ВСБЭ, экспериментальным сборкам, материаловедческим пакетам, пакетам для наработки радионуклидов, РО СУЗ и т.д.) хранится в комплексе автоматизированного расчета (КАР) реактора БОР-60 [6]. Систематизация и об-

работка данной информации производится также с помощью КАР. Для упрощения анализа эффективности использования ячеек реактора и сопоставимости получаемых результатов все ЭИ считались равнозначными.

Анализ эффективности использования ячеек а.з. и БЭ реактора БОР-60 позволит

- определить ячейки, которые наиболее часто использовались для проведения ЭИ;
- выявить отдельные ячейки и локальные зоны, в которых ЭИ не проводились;
- определить, какие факторы влияют на привлекательность ячейки с точки зрения проведения ЭИ;
- повысить эффективность использования экспериментальных возможностей реактора,
- использовать полученные выводы для оптимизация размещения РО СУЗ и экспериментальных каналов в проектируемых ИР на быстрых нейтронах.

Эффективность использования ячеек реактора БОР-60

Результаты выполненного анализа показали, что из 258 ячеек реактора БОР-60 за 40 лет эксплуатации 88 ячеек ни разу не использовались для проведения ЭИ, т.е. треть всех ячеек реактора не была востребована для ЭИ. Следует отметить, что в а.з. и первом ряду БЭ, т.е. в области с наиболее высокой F_n и «жестким» S_n , таких ячеек практически нет. Исключение составляют одна ячейка первого ряда (А31) и шесть ячеек шестого ряда (№ 19). Ячейка А31 расположена в центре а.з. рядом с РО РР2 (рис. 1), а ячейки № 19 используются для перераспределения (регулирования) давления между камерами высокого и низкого давления за счет использования удлинённых хвостовиков сборок, устанавливаемых в данные ячейки.

В седьмом ряду реактора из 42 ячеек не использовалось девять (~21%), в восьмом и девятом рядах из 48 ячеек – 36 (75%).

На рисунке 8 приведена зависимость коэффициента использования ячеек ($K(ЭИ)$) = число МК, в которых ячейка использовалась для ЭИ / все МК) реактора БОР60 по радиусу; на рис. 9 – зависимость среднего $K(ЭИ)$ реактора БОР-60 по рядам.

Из представленных рисунков видно, что для проведения ЭИ в реакторе БОР-60

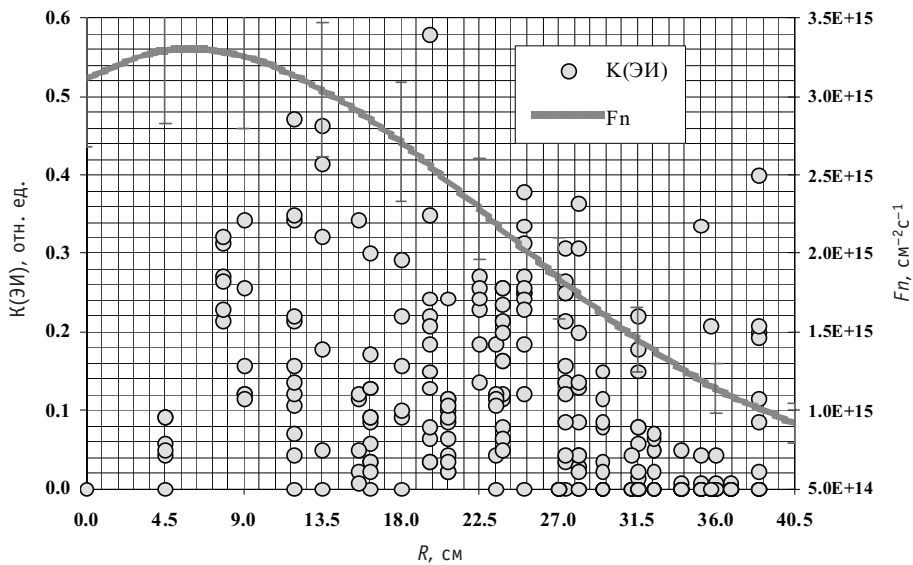


Рис. 8. Коэффициенты использования ячеек по радиусу реактора

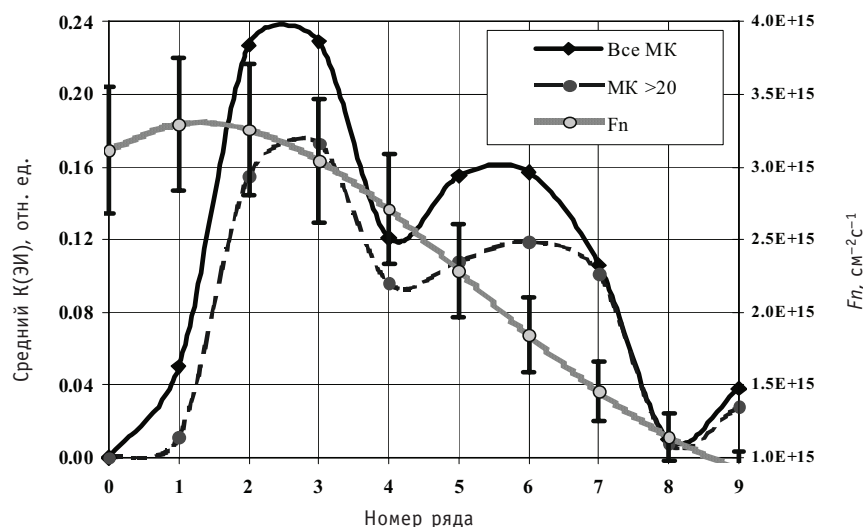


Рис. 9. Средние коэффициенты использования ячеек по рядам реактора

- наиболее активно использовались ячейки второго и третьего рядов ($F_n = 2.6\text{--}3.6 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$);
- ячейки четвертого ($F_n = 2.3\text{--}3.1 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$) и седьмого рядов ($F_n = 1.3\text{--}1.7 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$) применялись в два раза реже;
- достаточно активно использовались ячейки пятого-шестого рядов ($F_n = 1.6\text{--}2.5 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$);
- ячейки первого и восьмого рядов практически не использовались;
- средний показатель использования ячеек девятого ряда выше, чем восьмого ряда, за счет активного использования ячейки Г01.

Эффективность использования отдельных ячеек реактора БОР-60 (коэффициент использования ячеек – К(ЭИ)) приведена на рис. 10.

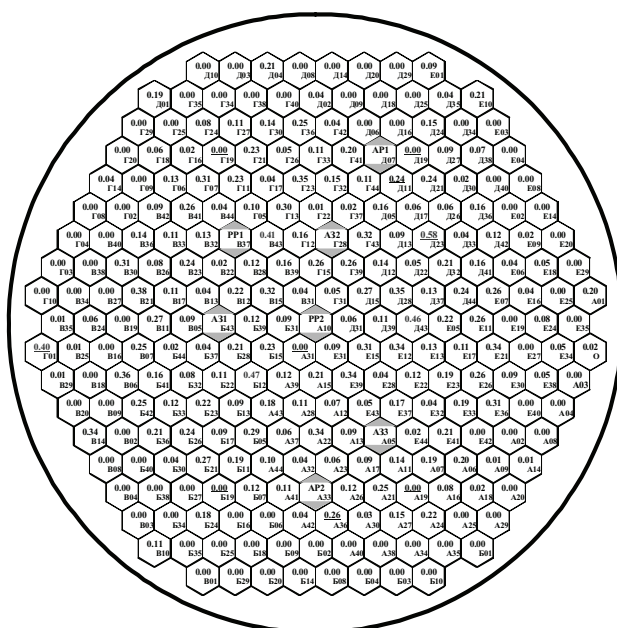


Рис. 10. Коэффициенты использования ячеек по рядам реактора

Из представленных данных видно, что центральная область а.з. (первый ряд – ячейки № 31) с наиболее высокими значениями F_n ($2.9-3.7 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$) практически не использовалась для проведения ЭИ. Только первые пять лет данные ячейки иногда применялись для облучения отдельных ЭТВС. Данное обстоятельство связано с тем, что в центральной ячейке реактора БОР-60 расположен стержень РР2, вносящий существенную радиальную (рис. 4) и аксиальную неравномерность в распределение потока нейтронов, которая к тому же изменяется в течение МК во время извлечения РР2 из а.з.

Провал в четвертом ряду ($K(\text{ЭИ})=0.12$), который относится к а.з. и имеет более высокую F_n , чем в пятом ряду, связан с наличием стержней СУЗ в данном ряду и в соседних ячейках (третий ряд), а также инструментированной ячейки Д23 (пятый ряд). В целом эффективность использования ячеек, окружающих стержни СУЗ и ячейку Д23, была существенно ниже, чем других аналогичных ячеек реактора БОР-60.

Как и следовало ожидать инструментированная ячейка Д23 (*центр ячейки соответствует* $R=19.6 \text{ см}$, $F_n = 2.3-2.7 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$) использовалась для проведения ЭИ гораздо чаще ($K(\text{ЭИ})=0.58$) любой другой ячейки реактора БОР-60, хотя в ней F_n значительно ниже, чем в центре а.з. (рис. 4), а радиальный коэффициент неравномерности по ячейке достаточно велик (1.06–1.10 отн.ед). Ячейки № 23 также использовались чаще (средний $K(\text{ЭИ})=0.25$), что связано с отработанной методикой проведения ЭИ, когда в ячейке Д23 проводятся методические ЭИ, а затем исследуемая сборка переставляется в симметричную ячейку (№ 23) для дальнейшего облучения. Исключением является только ячейка А23 ($K(\text{ЭИ})=0.06$), которая расположена рядом с РО АР2.

В течение МК стержень АР постоянно перемещается в пределах рабочего хода, что существенно влияет на распределение характеристик в соседних ячейках. На рисунке 11 приведено аксиальное распределение F_n в соседней с АР ячейке в зависимости от расположения стержня в а.з.

Последние два ряда (8 и 9) БЭ реактора БОР-60 использовались для проведения ЭИ редко из-за низкого значения плотности потока нейтронов ($F_n < 1.3 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$), а активное использование ячейки Г01 ($K(\text{ЭИ})=0.40$, $F_n = 0.7-1.0 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$) связано с созданием особых условий облучения (смягчение S_n) в данной

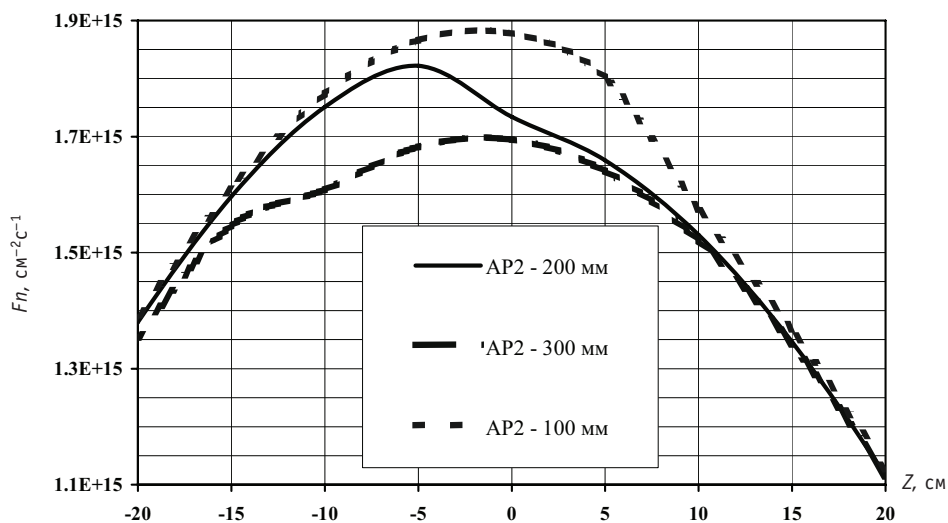


Рис. 11. Аксиальное распределение плотности потока нейтронов в ячейке рядом с АР. $Z=0$ соответствует ЦПАЗ

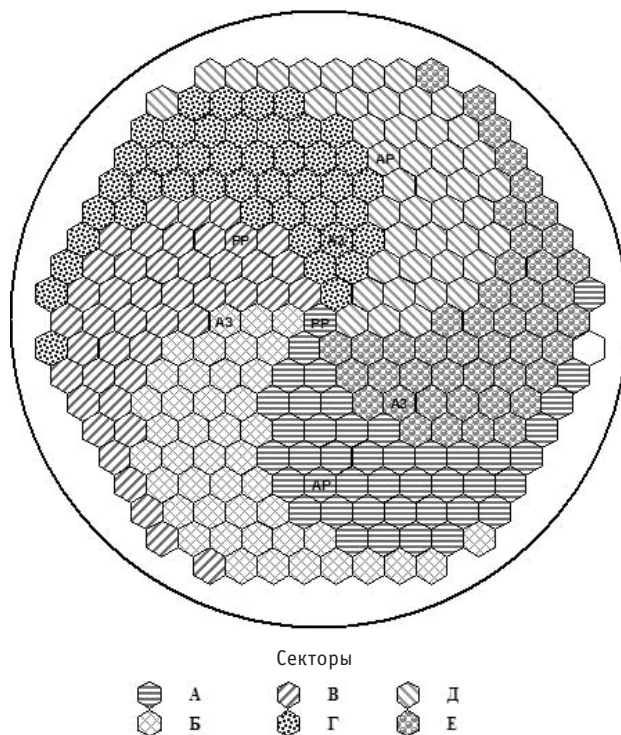


Рис. 12. Разбивка картограммы загрузки реактора БОР-60 на сектора

ячейке. Однако при этом три соседние ячейки с расположенными в них сборками с гидридом циркония стали не доступны для проведения ЭИ.

Картограмма загрузки реактора БОР-60 условно разбита на шесть равных и симметричных секторов, обозначенных литерами А, Б, В, Г, Д и Е (рис. 12). Анализ эффективности использования ячеек для проведения ЭИ в данных секторах показал, что секторы В–Е использовались практически одинаково (средний $K(ЭИ) = 0.111 \pm 0.05$), а секторы А и Б – реже (средний $K(ЭИ) = 0.088 \pm 0.03$).

Отмеченное различие в использовании секторов возможно связано с известной особенностью восприятия человеком рисунка, в данном случае картограммы загрузки реактора БОР60. Зрительно человек лучше воспринимает верхнюю часть картограммы, куда затем чаще и ставятся экспериментальные сборки, что соответствует композиционному закону воздействия «тяжелый низ и легкий верх», т.е. «условный приоритет верхней части листа над нижней».

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенный статистический анализ частоты использования ячеек реактора БОР-60 для проведения экспериментальных исследований показал, что

- из 258 ячеек реактора 88 не использовались;
- чаще использовались ячейки а.з. и первого ряда БЭ;
- наиболее часто использовались инструментованная ячейка (Д23) и ее аналог (ячейки № 23), а также ячейка БЭ (Г01) со специально созданными условиями облучения;
- очень редко использовались ячейки рядом со стержнями СУЗ, особенно с теми, которые расположены в а.з. во время работы реактора, а также ячейки БЭ с плотностью потока нейтронов меньше $1.3 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$.

Следует отметить, что

- шесть ячеек (№19) на границе активной зоны не использовались только из-за необходимости иметь в них сборки с удлиненными хвостовиками, хотя другие ячейки этого ряда использовались достаточно активно;
- две ячейки (Д11 и А36), расположенные рядом с АР, имеют высокий показатель использования за счет проведения нескольких длительных облучений конструкционных материалов несмотря на существенные искажения в них нейтронных полей;
- реже использовались ячейки вокруг инструментированной ячейки Д23, которая является наиболее востребованной в реакторе.

Таким образом, выполненный статистический анализ эффективности использования ячеек реактора БОР-60 за 40 лет эксплуатации показал, что привлекательность ячейки в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах зависит от

- значения плотности потока ($F_n > 1.3 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$) и спектра («жесткий» и промежуточный) нейтронов, их стабильности в течение кампании и равномерности распределения по ячейке;
- возможности проведения инструментированных экспериментальных исследований в on-line режиме;
- отсутствия в соседних ячейках стержней СУЗ или других экспериментальныхборок;
- наличия особых условий облучения, например, изменение спектра нейтронов или подобие параметров облучения с параметрами облучения в инструментированной ячейке.

Данные выводы должны быть учтены для более эффективного использования имеющихся возможностей реактора БОР-60 при планировании и проведении экспериментальных исследований, а также при оптимизации размещения стержней СУЗ и инструментированных ячеек (каналов) в новых проектируемых ИР на быстрых нейтронах.

Литература

1. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. НП-033-01. Утверждены постановлением Госатомнадзора России от 16 января 2002 г. №2. Введены с 1 июня 2002 г.
2. *Третьяков И.Т.* Исследовательские реакторы помогут укрепить имидж России. www.AtomInfo.Ru, 2008.
3. Исследовательские реакторы института и их экспериментальные возможности. Под ред. Цыканова В.А., Димитровград, 1991 г.
4. *Гаджиев Г.И., Ефимов В.Н., Жемков И.Ю и др.* Некоторые экспериментальные работы, выполненные на БОР-60//Атомная энергия. – 2001. – Т. 91. – Вып. 5. – С. 369-378.
5. *Жемков И.Ю., Яковлева И.В., Ищунина О.В.* Сборник нейтронно-физических характеристик реактора БОР-60. Димитровград: ГНЦРФ НИИАР, 2000 – 40 с.
6. *Жемков И.Ю.* Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах/Сб. научных трудов. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 1996. Вып. 4. – С. 55-67.

Поступила в редакцию 20.10.11

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.5: 621.362

Indirect Method of Determining the Efficiency of a Thermionic Reactor for Space | A.I. Brezhnev, E.G. Vinogradov, V.A. Linnik, M.K. Ovcharenko, A.P. Pyshko, Yu.S. Yuryev, V.I. Yarygin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 1 illustration. – References, 4 titles.

The method of determining the efficiency of the space nuclear thermionic power plant by the set of current-voltage characteristics without the direct measurement of the reactor thermal power, yet with fixing the relative thermal power for various current-voltage characteristics is described.

УДК 621.039.51

On ADS Subcritical Reactor Operation in the Reactivity Modulation Mode | A.V. Gulevich, O.F. Kukharchuk, A.I. Brezhnev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 7 pages, 2 tables, 9 illustrations. – References, 18 titles.

In the present paper consideration is given to the possibility of applying a pulsed reactor as a neutron-breeding target for accelerator-driven systems. It is assumed that such a reactor operates in the reactivity modulation mode similar to that of the IBR-2 reactor. In theory, it enables energy requirements for the accelerator beam to be reduced, while at the same time enhancing the safety of installations of this type.

УДК 621.039.51

Analysis of the BOR-60 Cells Utilization to Carry out Experiments | I.Yu. Zhemkov, Yu.V. Naboishchikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 10 pages, 12 illustrations. – References, 6 titles.

The efficiency of BOR-60 core cells and blanket utilization to carry out experiments was analyzed for the 40-year operating period. Reactor cells that are used the most often to carry out experiments as well as the parameters influencing their attractiveness were identified.

УДК 621.039.543.6

Methodology of Conversion of Plutonium of Various Isotopic Compositions to the Equivalent Plutonium as Applied to System Studies in Nuclear Power | E.M. Yatsenko, A.N. Chebeskov, V.S. Kagramanyan, A.G. Kalashnikov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 11 pages, 3 tables, 3 illustrations. – References, 10 titles.

In this work the simplified methodology of correction of the initial enrichment, based on plutonium equivalent of uranium, plutonium, americium, neptunium, curium isotopes on loading is offered. The developed methodology, possessing comprehensible accuracy, allows not only to correct enrichment, but also to lower uncertainty degree at carrying out of system researches of atomic engineering taking into account dynamics of change of fuel isotopic composition at its multiple recycle in fast reactors.

УДК 621.039.51

Software Analysis of in-core monitoring system and reporting on the state of the reactor core of VVER-1000 KARUND | R.R. Alyev, S.T. Leskin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 13 titles.

On the basis of algorithms [2], [3] developed a software system KARUND whose function is to monitor the state of the measuring system of RMC, software in-core monitoring system, core VVER-1000 reactor, and visual representation in the form of information to the operator. Completed description of the main modes of operation of the program and. Partially, describes the interface software system KARUND and some results.

УДК 621.039.58

Lifetime NPP Equipment Management Under Ageing by System Analysis Procedures | O.M. Gulina, N.L. Salnikov, V.P. Politukov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 6 pages, 1 illustration. – References, 6 titles.