

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ В БОКОВОМ ЭКРАНЕ РЕАКТОРА БОР-60

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



По уточненной методике рассчитаны значения радиационного тепловыделения в элементах экспериментального устройства, расположенного в первом ряду бокового экрана реактора БОР-60. Показано, что полученные расчетные значения удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными. Указаны возможные причины несоответствий, предлагаются пути их устранения.

Ключевые слова: экспериментальное устройство, радиационное тепловыделение, калориметр, гамма-квант, гамма-излучение, продукты деления.

Key words: experimental rig, radiation heat rate, calorimeter, gamma quantum, gamma radiation, fission products.

ВВЕДЕНИЕ

Внутриреакторные испытания новых конструкционных материалов и изделий из них являются неотъемлемой частью научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ в обоснование проектов перспективных ядерных реакторов на быстрых нейтронах. Подавляющая часть таких испытаний в нашей стране проводится на реакторе БОР-60.

Корректная интерпретация происходящих в исследуемых материалах процессов под реакторным облучением, таких как распухание, коррозия, ползучесть и т.д., возможна только при соблюдении заданных температурных условий, обеспечение которых является одной из важнейших задач при проведении реакторных испытаний. Сложность этой задачи заключается в том, что температура испытаний различных материалов в реакторе БОР-60 может изменяться от 320 («холодное» облучение) до 700°C («горячее» облучение). При этом требования к стабильности и точности обеспечения температурных условий испытаний выдвигаются достаточно жесткие – отклонение от заданной температуры не должно превышать 20–30°C, а иногда и 10°C.

Для разработки конструкции экспериментальных устройств (ЭУ), предназначенных для облучения образцов исследуемых материалов в требуемых условиях при работе реактора на мощности, используются расчетные данные о температуре, которые зависят от значений радиационного тепловыделения (энергии реакторных излучений, поглощаемой материалами и выделяемой в виде тепла) в элементах устройства, также получаемых расчетным путем.

Рассчитывать значения радиационного тепловыделения в активной зоне (а.з.) реак-

© **А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, 2013**

тора БОР-60 с приемлемой точностью (в пределах 10–15%) позволяет уточненная методика, изложенная в [1]. Вместе с тем известно [2], что по мере перемещения от центра а.з. к ее периферии и, далее, в боковой экран (БЭ) различие между расчетными и экспериментальными данными увеличивается.

Уточненная методика [1] была разработана на основе экспериментальных данных [3], полученных с помощью ЭУ, расположенного в а.з. в массиве ТВС. В то же время, в эксперименте были получены данные еще для двух положений ЭУ – на границе а.з. и в боковом экране. Эти данные также представляют интерес с точки зрения валидации и верификации расчетных моделей и кодов, особенно с учетом того, что во время проведения эксперимента большая часть БЭ состояла из стальных сборок, как и в настоящее время.

Цель работы состоит в оценке пригодности уточненной методики для расчета радиационного тепловыделения в БЭ реактора БОР-60.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

Целью эксперимента [3] было измерение радиационного тепловыделения по радиусу а.з. реактора. Так как в реакторе БОР-60 есть лишь одна инструментованная ячейка (Д23), в которой возможно расположение измерительных устройств с выводом различных коммуникаций за пределы реактора, то цель достигалась тем, что а.з. смещалась относительно ЭУ путем перестановки ТВС с одной стороны а.з. на другую и, таким образом, имитировалось расположение ЭУ в различных рядах а.з.

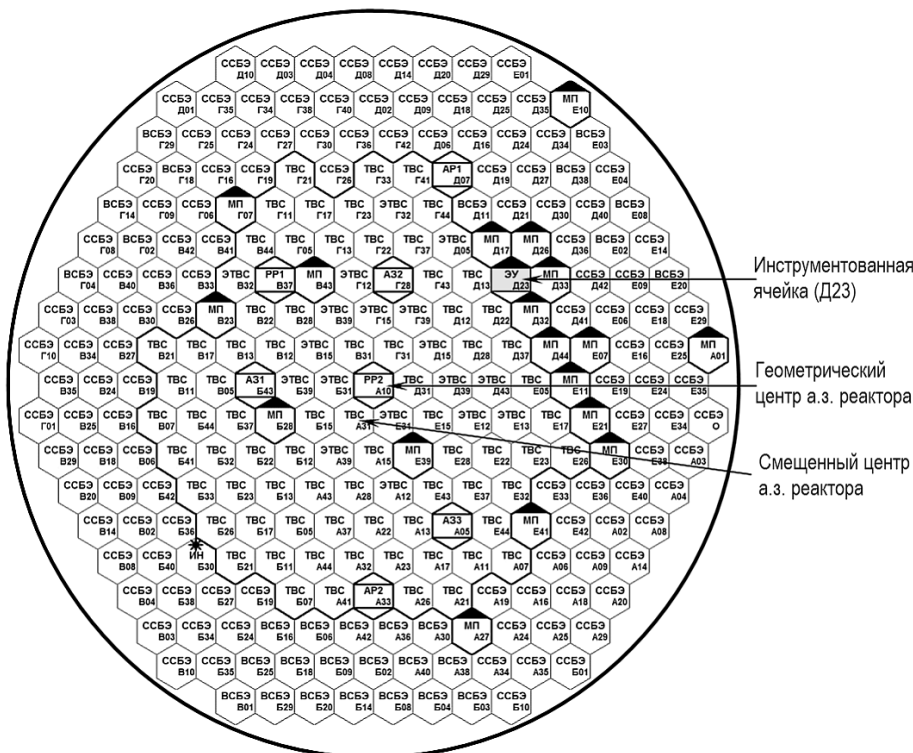


Рис. 1. Картограмма состояния активной зоны реактора БОР-60, имитирующего расположение ЭУ в первом ряду БЭ: ТВС – топливная сборка; ЭТВС – экспериментальная ТВС; МП – материаловедческий пакет; ССБЭ – стальная сборка бокового экрана; ВСБЭ – воспроизводящая сборка бокового экрана; АР, РР, АЗ – органы СУЗ (автоматического и ручного регулирования, аварийной защиты)

В работе рассматривается вариант загрузки реактора, имитирующий расположение ЭУ в первом ряду БЭ (рис. 1). ЭУ окружают две штатные ТВС и четыре нетопливных пакета.

Радиационное тепловыделение определялось в образцах из меди с помощью методов радиационной калориметрии [3]. Экспериментальное устройство содержало 11 калориметров, 9 из которых должны были располагаться в центральной плоскости а.з. (ЦПАЗ) для получения информации о радиальном распределении тепловыделения в пределах ячейки (рис. 2а). Оставшиеся два калориметра №1 и 11, размещенные на оси ЭУ, должны были занять положения на границах а.з. и торцевых зон воспроизводства для получения информации об аксиальном распределении тепловыделения: калориметр №1 – в верхней части ЭУ, а 11 – в нижней. Перед выходом реактора на мощность устройство было установлено в ячейку Д23, при этом его не удалось установить правильно, вследствие чего ЭУ оказалось смещенным вверх на 3 см. Таким образом, калориметры заняли положения, отличные от планируемого (рис. 2б).

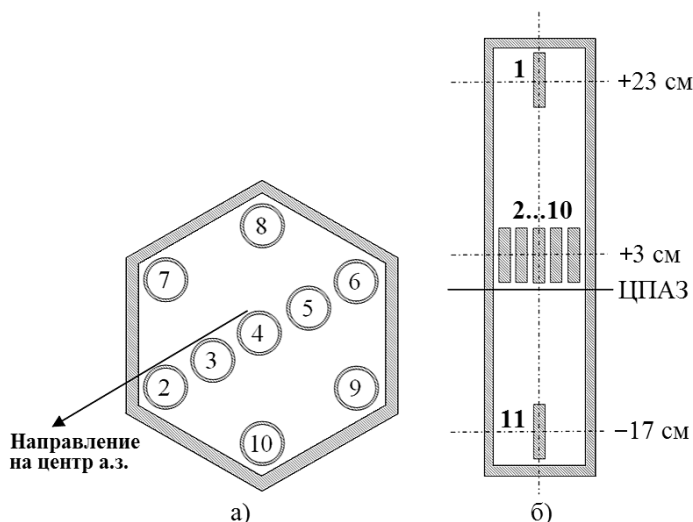


Рис. 2. Схема расположения калориметров в ЭУ: а) – поперечное сечение ЭУ на уровне ЦПАЗ; б) – продольное сечение ЭУ

Реактор выводился на мощность ступенями по 5 МВт с выдержкой на каждой ступени в течение 1,5–2 часов для стабилизации основных параметров – мощность, расход и температура теплоносителя.

Результаты измерений, проведенных на уровнях мощности 10, 15 и 20 МВт, приводились к номинальной тепловой мощности реактора, равной 40 МВт. Погрешность измерений радиационного тепловыделения оценивалась значениями $\pm(7-9)\%$.

РАСЧЕТ РАДИАЦИОННОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ПО УТОЧНЕННОЙ МЕТОДИКЕ

Для проведения расчетных исследований с помощью комплекса автоматизированного расчета (КАР) реактора БОР-60 [4] была создана трехмерная гомогенная модель реактора БОР-60, соответствующая состоянию реактора на момент проведения измерений (рис. 1). Модель состоит из набора шестигранных призм размером «под ключ» 45 мм с различными по высоте зо-

нами: активная часть, зоны воспроизводства и т.д. Внутри каждой зоны находится гомогенная смесь топлива (для топливныхборок), поглотителя (для стержней СУЗ), стали, теплоносителя и (или) других материалов с плотностями, соответствующими плотностям перечисленных материалов в реальныхбороках. К сожалению, информация о конструкции и составе материаловедческих пакетов, в том числе располагавшихся рядом с ЭУ, в архивах не сохранилась. Поэтому эти пакеты моделировались гомогенной смесью стали (74%) и натрия (26%), что несколько увеличивает неопределенность в расчетных данных.

В ячейке Д23 смоделировано ЭУ. Геометрия и состав ЭУ описаны детально – отдельно выделены медные детекторы и оболочки калориметров, чехол ЭУ и т.д. Расположение калориметров внутри ЭУ в расчетной модели соответствовало реальному (с учетом незапланированного смещения на 3 см). Материал проводов термопар гомогенно замешивался в зону, моделирующую теплоноситель.

В результате расчета с помощью кода MCU-RR [5] в режиме расчета критичности с использованием подмодуля PNDOUS [6] были получены

- значения нейтронной (Q_n) и мгновенной гамма-составляющей ($Q_{\gamma}^{\text{мгн}}$) радиационного тепловыделения;
- распределение плотности потока нейтронов по а.з. реактора;
- энергетический спектр нейтронов в а.з.;
- распределение скорости делений ядер топливной композиции по а.з.

Средняя по а.з. плотность потока нейтронов, нормированная на тепловую мощность реактора 20 МВт, составила $9,5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$.

Код MCU-RR не позволяет проводить расчеты изменения изотопного состава материалов под облучением. Поэтому на следующем этапе исследований использовалась программа AFPA [7], с помощью которой был определен состав облученного ядерного топлива, а также характеристики запаздывающих гамма-квантов, испускаемых продуктами деления, – интенсивность и энергетический спектр (15 групп). Для расчета использовались константы (постоянные распада, энергия гамма-квантов) из базы данных TORI [8]. Исходными данными для проведения расчета являлись

- суммарная масса тяжелых атомов ядерного топлива в а.з.;
- усредненный по а.з. изотопный состав топливной композиции (с учетом выгорания);
- средняя плотность потока нейтронов и спектр нейтронов в а.з., полученные на предыдущем этапе расчетов;
- график изменения мощности реактора при проведении эксперимента, восстановленный по архивным данным.

Изменение нуклидного состава сырьевого материала в воспроизводящих экранах реактора БОР-60 не учитывалось. Составляющая от гамма-квантов, возникающих при активации нейтронами конструкционных материалов, в данном случае не учитывалась ввиду ее меньшей значимости по сравнению с гамма-излучением, испускаемым продуктами деления ядер топливной композиции в активной зоне реактора.

На рисунке 3 приведены графики изменения тепловой мощности реактора и интенсивности запаздывающих гамма-квантов в зависимости от времени при проведении эксперимента.

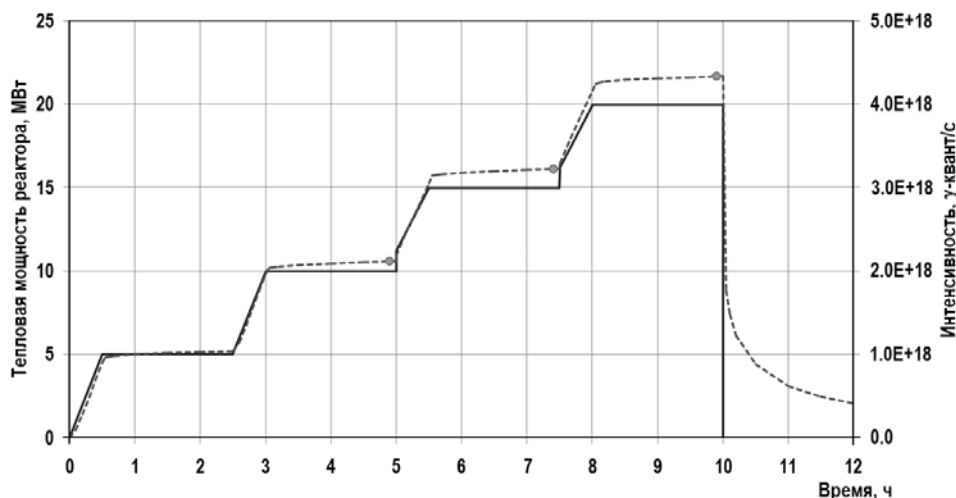


Рис. 3. Зависимость мощности реактора (сплошная линия) и интенсивности запаздывающих гамма-квантов (штриховая линия) от времени; моменты измерений значений интенсивности изображены кружочками

Значения интенсивности запаздывающих гамма-квантов, соответствующие моментам измерений, составили $2.1 \cdot 10^{18}$, $3.2 \cdot 10^{18}$ и $4.3 \cdot 10^{18} \text{ с}^{-1}$ для уровней мощности 10, 15 и 20 МВт соответственно, а среднее значение, принятое для нормировки на тепловую мощность реактора 40 МВт, равнялось $8.6 \cdot 10^{18} \text{ с}^{-1}$.

С помощью MCU-RR определялся вклад запаздывающего гамма-излучения в радиационное тепловыделение. Для этого использовалась та же расчетная модель реактора, но моделировался фиксированный источник гамма-квантов с заданной интенсивностью и спектром, распределенный по а.з. реактора пропорционально скорости делений ядер топлива.

В результате проведенных расчетов были получены значения радиационного тепловыделения в медных калориметрах, обусловленные запаздывающим гамма-излучением от продуктов деления ядерного топлива ($Q_{\gamma}^{\text{зап}}$).

Для сравнения с экспериментальными данными полученные расчетные значения различных составляющих тепловыделения нормировались на тепловую мощность реактора 40 МВт.

Расчетное значение радиационного тепловыделения с учетом запаздывающего гамма-излучения определялось суммой

$$Q_{\text{расч}} = Q_n + Q_{\gamma}^{\text{МГН}} + Q_{\gamma}^{\text{зап}}.$$

Кроме того, было определено значение коэффициента K (корректирующий множитель из работы [1]), который характеризует долю запаздывающего гамма-излучения в суммарном вкладе гамма-излучения в радиационное тепловыделение:

$$K = Q_{\gamma} / Q_{\gamma}^{\text{МГН}} = (Q_{\gamma}^{\text{МГН}} + Q_{\gamma}^{\text{зап}}) / Q_{\gamma}^{\text{МГН}}.$$

В таблице 1 приведены все рассчитанные составляющие радиационного тепловыделения, сравнение расчетных значений с экспериментальными данными и значения коэффициента K .

Из таблицы видно, что расчетные значения радиационного тепловыделения, полученные с использованием уточненной расчетной методики [1], отличаются от экспериментальных данных на 7–23%, а в среднем на ~15%.

Расхождения расчетных и экспериментальных данных для ЭУ, расположенного в первом ряду БЭ, увеличились по сравнению с данными для ЭУ, расположенным в а.з. [1]. Это может быть обусловлено недостаточной достоверностью моделирования мате-

риаловедческих пакетов, расположенных в соседних с ЭУ ячейках, о чем было сказано выше.

Таблица 1

Сравнение расчетных и экспериментальных данных

Калориметр №	Q_n , Вт/г	$Q_{\gamma \text{ мгн}}$, Вт/г	$Q_{\gamma \text{ зап}}$, Вт/г	$Q_{\text{расч}}$, Вт/г	$Q_{\text{эксп}}$, Вт/г	$(Q_{\gamma \text{ мгн}} + Q_{\gamma \text{ зап}})/Q_{\gamma \text{ мгн}}$, %	K , отн. ед.
1	0.06	0.50	0.11	0.67	0.73	-7	1.22
2	0.18	1.90	0.85	2.94	-	-	1.45
3	0.16	1.65	0.67	2.49	3.08	-19	1.41
4	0.15	1.46	0.55	2.16	-	-	1.38
5	0.14	1.29	0.46	1.88	-	-	1.35
6	0.13	1.15	0.38	1.65	2.14	-23	1.33
7	0.16	1.60	0.67	2.43	2.78	-13	1.42
8	0.13	1.26	0.43	1.83	2.14	-14	1.34
9	0.14	1.30	0.46	1.89	-	-	1.35
10	0.17	1.67	0.69	2.52	-	-	1.41
11	0.11	1.09	0.42	1.62	-	-	1.38

Следует отметить, что, как и в работе [1], отличие расчетных значений тепловыделения в калориметре №1 от экспериментальных меньше, чем для остальных калориметров. Это может быть связано с неточностями гомогенной модели реактора, не совсем корректно учитывающей аксиальную утечку нейтронов.

Среднее значение множителя K , полученное по калориметрам, расположенным на уровне а.з. (№ 2–11), составило 1.38, что несколько ниже, чем при имитации расположения ЭУ в четвертом ряду картограммы [1]. Значение K для калориметра № 1, расположенного на уровне верхней торцевой зоны воспроизводства, составило 1.22, что на ~6% ниже, чем в а.з. Таким образом, наблюдается отмеченное в работе [1] снижение вклада запаздывающего гамма-излучения в радиационное тепловыделение при удалении от а.з. как в радиальном, так и в аксиальном направлениях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных исследований показана пригодность уточненной методики для расчета радиационного тепловыделения в БЭ реактора БОР-60: отличия расчетных значений радиационного тепловыделения в меди от экспериментальных данных находятся в приемлемых пределах 7–23%. В целом результаты исследований хорошо согласуются с выводами работы [1] и подтверждают их.

По результатам работы и ранее проведенных аналогичных работ была выявлена закономерность, позволяющая предположить наличие недостатков в используемой расчетной модели реактора в части учета торцевых утечек реакторных излучений, приводящих к искажению аксиального профиля НФХ, особенно вблизи границ а.з. и торцевых зон воспроизводства.

Так, для снижения неопределенностей при расчете радиационного тепло-

выделения на границе а.з. и БЭ следует уточнить материальный состав не-топливных пакетов, граничивших с ЭУ со стороны БЭ.

Литература

1. *Варивцев А.В., Жемков И.Ю.* Уточненная методика расчета радиационного тепло-выделения в реакторе БОР-60 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 4, 2012. – С. 31–38.
2. *Жемков И.Ю., Яковлева И.В.* Концепция технологии верификации программных средств для получения нейтронно-физических характеристик реактора на быстрых нейтронах // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерная техника и технология. Вып. 1, 1993. – С. 33–41.
3. *Неверов В.А., Асеев Н.А., Грязев В.М., Краснояров Н.В.* Исследование полей радиационного энерговыделения в реакторе БОР-60. Препринт НИИАР-6 (414), Дмитровград, 1980.
4. *Жемков И.Ю.* Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах / Сб. научных трудов. – Дмитровград: ГНЦ НИИАР, 1996. Вып. 4. – С. 55–67.
5. *Gomin E., Maiorov L.* The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation // Proc. of Intern. Conf. on Mathem. and Comput., Reac. Phys., and Envir. Analyses in Nucl Applications, Sept. 27–30 1999. – Spain: Madrid, 1999. V. 2. P. 997–1006.
6. *Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю.* Разработка и тестирование подмодуля PNDOUS в составе программы MCU-RR для расчета дозовых характеристик нейтронных и фотонных полей / Сб. трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2009, вып. 1. – С. 27–36.
7. *Архангельская Г.А.* Программы расчета изменения изотопного состава топлива быстрых реакторов. Отчет ГНЦ РФ-ФЭИ, инв. № X 33100, 1980.
8. *Chu S.Y.F., Ekstrom L.P., Firestone R.B.* WWW Table of Radioactive Isotopes, database version 2/28/99 [сайт] URL: <http://nucleardata.nuclear.lu.se/nucleardata/toi/> (дата обращения: 06.02.2012).

Поступила в редакцию 30.05.2013

phase as well as associated transients before the stable state of regular partial reloadings. Different techniques for compensating excess reactivity are being analysed. Two ways of compensating excess reactivity have been shown possible, which do not violate design constraints on FE specific power: with combined (boron carbide + steel) and uranium regular reactivity compensators.

УДК 621.039.526

Calculational-experimental research of irradiation heat rate in the BOR-60 side shield \ A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 7 pages, 1 table, 3 illustrations. – References, 8 titles.

The improved method was used to calculate irradiation heat rate in components of an experimental rig located in the first row of the BOR-60 side shield. It is shown that the computed values correlate satisfactorily with the experimental ones. Some causes of discrepancy are given as well as the ways of their elimination.

УДК 621.039.526

Increasing maximum neutron flux in the core of MBIR reactor \ V.A. Cherny, L.A. Kotchetkov, I.V. Burevsky, V.Yu. Stogov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obnibsk, 2013. 7 pages, 2 tables, 1 illustration. – References, 9 titles.

The information is presented on theoretical search for technical decisions with their application for the core of the MBIR installation under design for essential increase (approximately by a factor of two) of maximum neutron flux up to $1 \cdot 10^{16}$ n/cm²s.

It is shown that the increas of thermal capacity of the reactor from 150 MWt to 280 MWt with simultaneous reduction of fuel pin diameter in the core from 6.0 mm to 4.1 mm would resultin maximum neutron flux of about $1 \cdot 10^{16}$ n/cm²s.