

ОСОБЕННОСТИ РАСЧЕТНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕПЛО ВЫДЕЛЕНИЯ В ОКСИДНОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ ПРИ ИСПЫТАНИЯХ В РЕАКТОРЕ БОР-60

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков

ОАО «ГНЦ НИИАР». 433510, Ульяновская обл., г. Димитровград-10



В рамках отечественных и зарубежных контрактов в реакторе БОР-60 испытываются различные виды топливных композиций, в том числе оксидных. Зачастую обогащение испытываемого ядерного топлива по делящимся нуклидам существенно меньше, чем обогащение штатного ядерного топлива реактора. Таким образом, число делений в единице объема и удельное тепловыделение в испытываемых топливных композициях существенно ниже, чем в штатном топливе. Штатные и экспериментальные твэлы являются источниками мгновенных и запаздывающих гамма-квантов, причем интенсивность этих источников пропорциональна скорости делений. Очевидно, что скорость делений ядерного топлива в экспериментальных твэлах ниже, чем в штатных. В связи с этим тепло в экспериментальных твэлах выделяется не только в результате деления ядер испытываемого топлива, но и за счет дополнительного радиационного нагрева гамма-излучением от штатных ТВС активной зоны. Широко распространенные расчетные коды, основанные на методе Монте-Карло, в прямом расчете не моделируют изменение изотопного состава ядерного топлива под облучением и, как следствие, образование и перенос запаздывающих гамма-квантов. Это является причиной недооценки расчетных значений тепловыделения в испытываемых топливных композициях. С помощью разработанной авторами методики проведены расчеты вклада составляющей от запаздывающих гамма-квантов в тепловыделение в испытываемых оксидных топливных композициях различного обогащения. Расчеты тепловыделения проведены с использованием прецизионного кода MCU-RR. Получена зависимость вклада запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение от расположения экспериментальных ТВС в активной зоне. Показано, что пренебрежение запаздывающим гамма-излучением может привести к недооценке тепловыделения до 8%. Таким образом, разработанная методика позволяет повысить точность определения условий облучения экспериментальных твэлов с оксидным урановым и уран-плутониевым топливом.

Ключевые слова: ядерное топливо, топливная композиция, обогащение, твэл, экспериментальная ТВС, радиационное тепловыделение, гамма-квант, гамма-излучение, продукты деления.

ВВЕДЕНИЕ

Реактор БОР-60 [1] является одной из ведущих в России и мире установок для внутриреакторных испытаний различных материалов – топливных, поглощающих,

© А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, 2014

конструкционных. В настоящее время в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения» [2] проводятся реакторные испытания топливных композиций перспективных реакторов на быстрых нейтронах.

Для некоторых проектируемых и строящихся реакторов на быстрых нейтронах (БН, МБИР, СВБР) в качестве штатного ядерного топлива (ЯТ), по крайней мере, на начальном этапе эксплуатации рассматривается оксидное топливо, поскольку этот тип ЯТ хорошо освоен.

При проведении реакторных испытаний твэлов с перспективными видами топливных композиций важнейшей задачей является воссоздание условий, максимально приближенных к проектным условиям эксплуатации. Обеспечение требуемых условий испытаний достигается в специальных экспериментальных ТВС (ЭТВС), для разработки конструкции которых необходимо проведение расчетов. Для макетов твэлов основными условиями испытаний являются линейная тепловая нагрузка, температура топлива и оболочки твэла. Следует отметить, что эти характеристики зависят, в первую очередь, от значений тепловыделения в топливе.

Для планирования и сопровождения испытаний перспективных топливных композиций в реакторе БОР-60 используется прецизионный расчетный код MCU-RR [3], основанный на методе Монте-Карло. Код MCU позволяет моделировать перенос нейтронов и фотонов в произвольной трехмерной конфигурации материалов с детальным учетом зависимости сечений взаимодействий нейтронов и фотонов с веществом от энергии.

Следует отметить, что обогащение испытываемых в реакторе БОР-60 топливных композиций по делящимся нуклидам, как правило, значительно ниже, чем обогащение штатного топлива (~70%). Таким образом, число делений в единице объема и удельное тепловыделение в испытываемых топливных композициях существенно ниже, чем в штатном ЯТ. Штатные и экспериментальные твэлы являются источниками мгновенных и запаздывающих гамма-квантов, причем интенсивность этих источников пропорциональна скорости делений. Очевидно, что скорость делений ЯТ в экспериментальных твэлах ниже, чем в штатных. Таким образом, тепло в экспериментальных твэлах выделяется в результате деления ядер испытываемого ЯТ и дополнительного радиационного тепловыделения от гамма-излучения штатных ТВС активной зоны. Под радиационным тепловыделением понимается энергия реакторных излучений, поглощаемая материалами и выделяемая в них в виде тепла (не включает в себя энергию деления).

Процессы образования мгновенных гамма-квантов в результате деления ЯТ и их взаимодействие с веществом хорошо моделируются с помощью расчетных кодов на базе метода Монте-Карло (таких как MCU). Образование запаздывающего гамма-излучения, напротив, не моделируется в прямом расчете – для этого необходимо применение специальных расчетных методик [4].

В работах [5, 6] показано, что запаздывающие гамма-кванты от продуктов деления ЯТ вносят значительный вклад в радиационное тепловыделение и, следовательно, могут вносить существенный вклад в суммарное тепловыделение.

Целью данной работы является определение вклада запаздывающего гамма-излучения от продуктов деления в тепловыделение для испытываемого в реакторе БОР-60 оксидного ядерного топлива.

РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ, ПРОГРАММЫ И МЕТОДИКИ

Для проведения расчетных исследований с помощью комплекса автоматизированного расчета [7] была создана трехмерная гомогенная модель реактора БОР-60, соответствующая современному состоянию реактора (рис. 1).

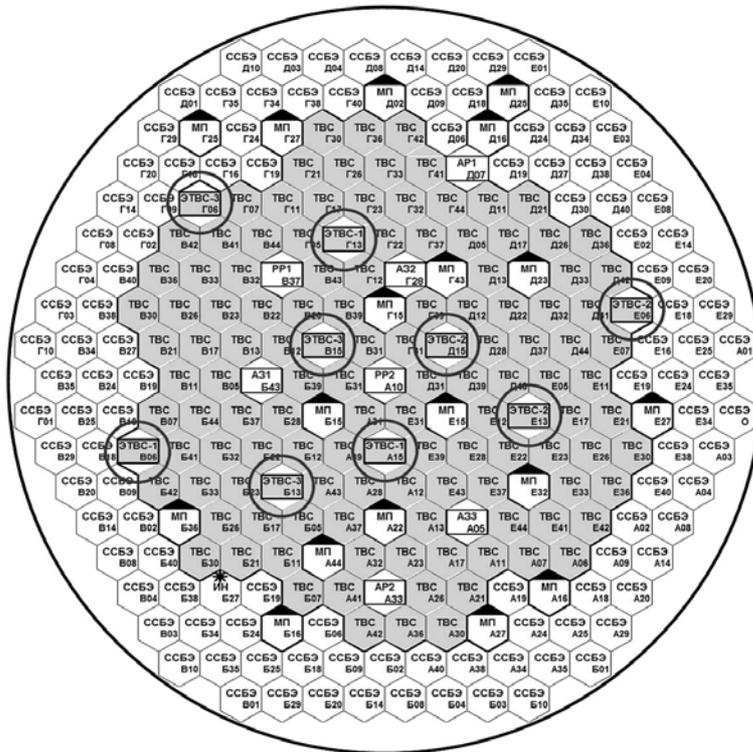


Рис. 1. Картограмма реактора BOR-60 с размещенными ЭТВС: ТВС – тепловыделяющая сборка; ЭТВС – экспериментальная ТВС; МП – материаловедческий пакет; ССБЭ – стальная сборка бокового экрана; АР, РР, АЗ – органы СУЗ (автоматического и ручного регулирования, аварийной защиты)

Модель состоит из набора шестигранных призм размером «под ключ» 45 мм с различными по высоте зонами: активная часть, зоны воспроизводства и т.д. Внутри каждой зоны находится гомогенная смесь топлива (для топливных сборок), поглотителя (для стержней СУЗ), стали, теплоносителя и (или) других материалов с плотностями, соответствующими плотностям перечисленных материалов в реальных сборках. Экспериментальные ТВС моделировались детально – отдельно описаны топливные сердечники, оболочки твэлов, чехлы и т.д.

Рассматривалось два вида топлива в ЭТВС – двуокись урана и МОХ-топливо на основе плутония оружейного качества. В расчетах ЭТВС с двуокисью урана варьировалось обогащение топлива по ^{235}U (10, 20 и 30%), а в расчетах ЭТВС с МОХ-топливом – массовое содержание плутония (10, 20 и 30%).

Было создано две идентичные модели реактора, отличающиеся только составом экспериментальных ТВС:

- все девять ЭТВС содержат твэлы с оксидным урановым топливом;
- все девять ЭТВС содержат твэлы с МОХ-топливом.

Поскольку вклад запаздывающего гамма-излучения в центре и на периферии активной зоны (а.з.) может отличаться, для каждой ЭТВС рассматривалось три положения в а.з. реактора BOR-60 – во втором, четвертом и седьмом рядах (см. рис. 1). ЭТВС моделировались в ячейках реактора, отделенных друг от друга, как минимум, двумя рядамиборок, что позволило минимизировать их взаимное влияние.

Основная информация о составе и расположении всех моделируемых ЭТВС приведена в табл. 1.

Все ЭТВС, рассматриваемые в рамках данной работы, имеют идентичную конст-

рукцию и содержат семь твэлов (рис. 2).

Таблица 1

Состав и расположение моделируемых ЭТВС

Тип ЭТВС	Обогащение по ^{235}U , %масс.	Содержание Pu (для МОХ) %масс.	Ячейка	Ряд
ЭТВС-1	10	10	A15	2
			Г13	4
			В06	7
ЭТВС-2	20	20	Д15	2
			Е13	4
			Е06	7
ЭТВС-3	30	30	В15	2
			Б13	4
			Г06	7

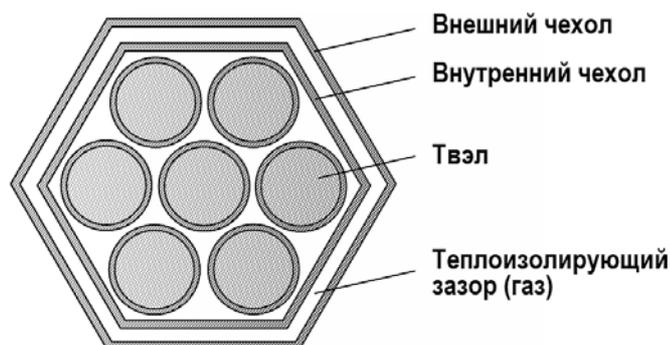


Рис. 2. Поперечное сечение ЭТВС

Внешний диаметр оболочек твэлов равен 12,0 мм, их толщина 0,4 мм, высота топливного сердечника твэла – 45 см, его эффективная плотность – 9,0 г/см³. Корпус ЭТВС – двойной шестигранный чехол, пространство между стенками чехла заполнено газом для уменьшения теплообмена между испытываемыми твэлами и окружающими штатными ТВС. Каждый твэл разбивался по высоте на девять расчетных слоев, т.е. в каждой ЭТВС было 63 расчетных топливных ячейки. Во всех расчетных слоях для каждой ЭТВС рассчитывались составляющие тепловыделения от нейтронов, мгновенных и запаздывающих гамма-квантов.

Для учета запаздывающих гамма-квантов использовалась методика расчета тепловыделения, предложенная в работе [4] и аттестованная в ОАО «ГНЦ НИИАР», при этом учитывались запаздывающие гамма-кванты от продуктов деления топлива как штатных ТВС реактора, так и топлива самих ЭТВС. Относительная погрешность рассчитываемых по методике значений тепловыделения при доверительной вероятности $P = 0,95$ для различных материалов составляет 8–12%. На рисунке 3 приведен алгоритм расчета тепловыделения.

Изотопный состав облученного ядерного топлива, а также характеристики запаздывающего гамма-излучения – интенсивность и энергетический спектр (15 групп) рассчитывались по программе AFPA [8].

Изменение нуклидного состава сырьевого материала в воспроизводящих экранах реактора БОР-60 не принималось во внимание. 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 а.з. реактора.

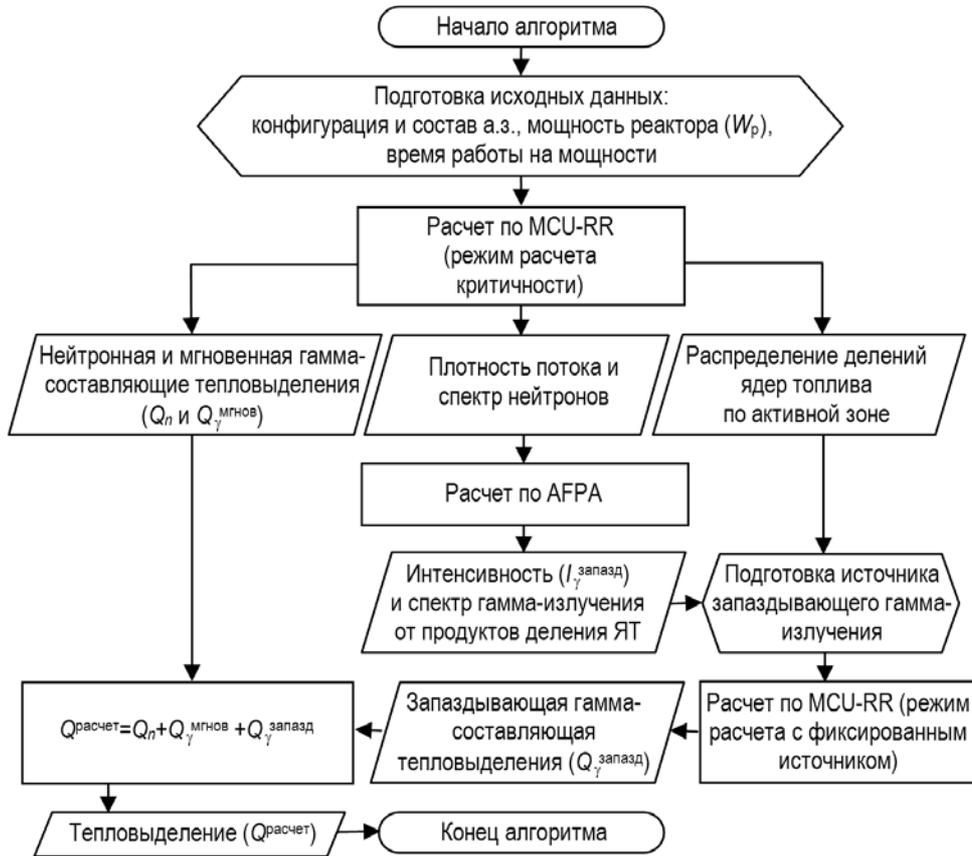


Рис. 3. Алгоритм расчета тепловыделения

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В таблице 2 для каждой ЭТВС приведены значения максимального вклада запаздывающего гамма-излучения от продуктов деления ЯТ в суммарное тепловыделение (δ), определенные по формуле

$$\delta = \max[Q_{\gamma}^{\text{запад}} / (Q_{\text{sum}} - Q_{\gamma}^{\text{запад}})] \cdot 100\%. \quad (1)$$

Как и следовало ожидать, вклад запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение тем выше, чем ниже обогащение топливной композиции, испытываемой в составе ЭТВС. Вклад запаздывающего гамма-излучения в ЭТВС, расположенных на периферии а.з., заметно ниже, чем в расположенных ближе к центру а.з. Эта закономерность отмечалась и для нетопливных экспериментальных устройств в работах [6, 9].

В целом, для двух рассматриваемых видов ЯТ наблюдаются одинаковые закономерности с той лишь разницей, что вклад запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение в МОХ-топливе чуть ниже, чем в оксидном урановом топливе, что обусловлено несколько большей энергией деления ядер ^{239}Pu по сравнению с ^{235}U .

Пренебрежение запаздывающими гамма-квантами от продуктов деления ядер

топлива в а.з. может привести к недооценке тепловыделения в отдельных экспериментальных твэлах до ~7%, а с учетом погрешности расчета радиационного тепловыделения (8 – 12%) суммарная недооценка может достигать ~8%.

Таблица 2

Максимальный вклад запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение

Тип ЭТВС	Ряд а.з.	δ, %	
		UO ₂	МОХ
ЭТВС-1	2	6,5	5,9
	4	6,6	6,0
	7	5,8	5,3
ЭТВС-2	2	4,8	4,2
	4	5,0	4,4
	7	4,2	3,8
ЭТВС-3	2	4,0	3,4
	4	4,0	3,5
	7	3,6	3,2

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты проведенных расчетов показали, что при пренебрежении запаздывающими гамма-квантами от продуктов деления ядер топлива в а.з. недооценка тепловыделения в экспериментальных твэлах может достигать до ~8%. Таким образом, следует учитывать эту составляющую для топливных композиций с низким обогащением по делящимся нуклидам (относительно штатного ЯТ).

Показано, что алгоритм методики, предложенной авторами ранее [4] для расчетного определения тепловыделения в нетопливных материалах, применим и для расчета тепловыделения в топливе и позволяет повысить точность определения условий облучения экспериментальных твэлов с оксидным урановым и уран-плутониевым топливом. Обязательным условием является учет энергии запаздывающих гамма-квантов от продуктов деления ЯТ как в штатных ТВС, так и в ЭТВС.

Ожидается, что вклад запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение в экспериментальных твэлах с плотными видами топлива (нитридное, металлическое) будет приблизительно таким же. Однако для получения более точных оценок необходимо провести аналогичные исследования.

Литература

1. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Ижуров А.Л., Крашенинников Ю.М. Реактор БОР-60 – база для испытаний материалов в обоснование инновационного развития ядерной энергетики / Сб. тез. докл. научно-практической конференции «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики». – Димитровград: ГНЦ НИИАР. – 2014 – С. 50–52
2. Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 годов и на перспективу до 2020 года: федеральная целевая программа [утв. Постановлением Правительства РФ от 03.02.2010г. №50].
3. 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. Vol. 2. PP. 997–1006.
4. Варивцев А.В., Жемков И.Ю. Уточненная методика расчета радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 4, 2012. – С. 31–38.

5. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Ишунина О.В. и др. Расчетно-экспериментальные исследования радиационного тепловыделения в реакторе BOR-60 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – № 1. – С. 91–98.

6. Варивцев А.В., Жемков И.Ю. Расчетно-экспериментальные исследования радиационного тепловыделения в боковом экране реактора BOR-60 // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 3. – С. 110–116.

7. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах / Сб. научных трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР. 1996. Вып. 4. – С. 55–67.

8. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А. и др. Расчет радиационных характеристик смеси продуктов деления в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах // Нейтронная физика: Материалы IV Всесоюзной конференции по нейтронной физике. – М.: ЦНИИА-томинформ. 1977. Ч.4. – С.117–128.

9. Варивцев А.В., Жемков И.Ю. Тестирование уточненной методики расчета радиационного тепловыделения на периферии активной зоны реактора BOR-60 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. Вып. 4, 2013. – С. 55–60.

Поступила в редакцию 16.06.2014 г.

Авторы

Варивцев Артем Владимирович, старший научный сотрудник
E-mail: vav3@niiar.ru

Жемков Игорь Юрьевич, начальник лаборатории
E-mail: ziu@niiar.ru

UDC 621.039.51

SPECIFICS OF CALCULATION OF HEAT RATE IN OXIDE NUCLEAR FUEL DURING TESTS IN REACTOR BOR-60

Varivtcev A.V. , Zhemkov I.Yu.

JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad-10, Ulyanovsk reg., 433510 Russia.

ABSTRACT

Under domestic and foreign contracts in the BOR-60 reactor various fuel composition types are tested including the oxide ones. The enrichment of the tested nuclear fuel in the fissile nuclides is often considerably lower than the enrichment of the standard nuclear reactor fuel. Thus, the number of fissions inside unit volume and specific heat release in tested nuclear fuel are significantly less than in standard fuel. The standard and experimental fuel pins are the sources of prompt and delayed gammas, and the strength of these sources is proportional to fission rate. Obviously, the fission rate of nuclear fuel in experimental fuel pins is less than in standard ones. Therefore, the heat in the experimental fuel pins is released not only as a result of the tested fuel nuclei fission but also due to additional radiation heating by gamma-ray of the standard FAs of the core. The widespread computation codes based on the Monte Carlo method do not simulate directly the changes in the isotopic composition of nuclear fuel under irradiation and, therefore, the generation and transport of delayed gammas. This results in underestimation of the heat release calculated values for the nuclear fuel tested.

Using the approach developed by the authors, calculations were performed of the contribution of a component of delayed gammas to the heat release in the tested oxide fuel compositions of different enrichment. The heat release calculations were performed using the MCU-RR code. The dependence of delayed gamma-ray contribution to the heat release on the experimental FA location in the core was

obtained. It is shown that disregard of delayed gamma-ray can lead to considerable underestimation of the heat release and can achieve 8%. Thus, the method developed by the authors allows increasing the precision of irradiation conditions determining for the experimental fuel pins containing oxide uranium and uranium-plutonium fuel.

Key words: nuclear fuel, fuel composition, enrichment, fuel element, experimental fuel assembly, radiation heat rate, gamma quantum, gamma emission, fission products.

REFERENCES

1. Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu., Izhutov A.L., Krashennnikov Yu.M. BOR-60 reactor – a key facility to test materials in justification of innovative development of nuclear power engineering. Proceedings of scientific conference «New materials for innovative development of nuclear power engineering». Dimitrovgrad. SSCRIAR Publ. 2014, pp. 52–53.
2. Federal Target Program «Nuclear power technologies of new generation for period 2010–2015 and with perspective period for 2020» [Russian Federation government regulation №50 03.02.2010] (in Russian).
3. 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, pp. 997–1006.
4. Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu. Improved method of irradiation heat rate calculation in BOR-60 reactor. *Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov*. 2012, v. 4, pp. 31–38 (in Russian).
5. Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu., Ishunina O.V., Naboyschikov Yu.V., Neverov V.A. Calculations and experimental investigation of irradiation heat rate in BOR-60 reactor. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zavedenii. Yadernaya Energetika*. 2012, v. 1, pp. 91–98 (in Russian).
6. Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu. Calculational-experimental research of irradiation heat rate in the BOR-60 side shield. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zavedenii. Yadernaya Energetika*. 2013, v. 3, pp. 110–116 (in Russian).
7. Zhemkov I.Yu. Complex for automated calculation of fast reactors characteristics. *Sbornik Nauchnykh Trudov SSCRIAR*. Dimitrovgrad. SSCRIAR Publ. 1996, v. 4, pp. 55–67 (in Russian).
8. Kolobashkin V.M., Rubtsov P.M., Ruzhansky P.A. Fission products radiation characteristics calculation for thermal and fast reactors. Neutron physics: Proceedings of 4-th USSR conference on neutron physics. Moscow. CNIIAtominform Publ. 1977, part 4, pp. 117–128 (in Russian).
9. Varivtcev A.V., Zhemkov I.Yu. Testing of improved method of irradiation heat rate calculation at the BOR-60 core periphery. *Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov*. 2013, v. 4, pp. 55–60 (in Russian).

Authors

Varivtcev Artyom Vladimirovich, Senior Researcher

E-mail: vav3@niiar.ru

Zhemkov Igor' Yur'evich, Head of Laboratory

E-mail: ziu@niiar.ru