

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

**А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина, Ю.В. Набойщиков,
В.А. Неверов**

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград



В результате расчетно-экспериментальных исследований по определению величины радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 выявлены недостатки используемых в настоящее время расчетных методов. Предложен алгоритм расчетного определения радиационного тепловыделения, устраняющий найденные недостатки.

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

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

ВВЕДЕНИЕ

Для реализации проектов перспективных ядерных реакторов на быстрых нейтронах необходимы новые конструкционные материалы, способные длительно сохранять свои свойства в экстремальных условиях работы. Для обоснования гарантируемого ресурса эксплуатации изделий и устройств из этих материалов требуется надежная информация об изменении их исходной структуры, механических свойств, химического состава в результате воздействия реакторного излучения, температуры и среды. Получить такую информацию можно только с помощью реакторных испытаний образцов материалов при заданных условиях с контролируруемыми параметрами.

Из всего парка отечественных исследовательских реакторов по нейтронно-физическим характеристикам (НФХ) и температурным режимам для испытаний материалов быстрых реакторов более всего подходит исследовательский реактор на быстрых нейтронах БОР-60. В то же время по ряду причин возможности реактора БОР-60 в части контроля условий облучения ограничены. В связи с этим требуется постоянно совершенствовать расчетные методики определения параметров испытаний образцов материалов, в частности, такой важной характеристики, как температура облучаемых образцов.

Температура облучаемых образцов зависит от конструкции используемого облучательного устройства (ОУ) и радиационного тепловыделения как в самих образцах, так и в материалах устройства. Следовательно, для повышения точности

расчета температуры облучаемых образцов актуально снижение неопределенностей расчетных оценок радиационного тепловыделения в ОУ.

В работе приведены результаты исследований, цель которых состояла в уточнении методики расчета радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 с помощью современных комплексов программ и экспериментальных данных.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

Уточнение расчетных методик возможно лишь с использованием экспериментальных данных, полученных в результате выполнения прямых внутриреакторных измерений. Однако для проведения реакторного эксперимента требуется длительное планирование, разработка и создание специального экспериментального устройства (ЭУ), значительные затраты материальных ресурсов и реакторного времени. К тому же, в настоящее время на облучение в ячейке Д23 реактора БОР-60, единственной ячейке, в которой возможно осуществить эксперимент с выводом информации, существует высокий спрос на годы вперед. Все это приводит к тому, что проведение специального эксперимента по определению радиационного тепловыделения затруднительно. В связи с этим, в настоящей работе использованы данные проведенного в 1977 г. уникального эксперимента по определению радиационного тепловыделения в активной зоне (а.з.) реактора БОР-60 (рис. 1) [1].

Так как атомные номера компонентов большинства испытываемых конструкционных материалов находятся в диапазоне 20–40, то определение радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 было произведено в образцах из меди ($Z = 29$) с помощью методов радиационной калориметрии [1].

Для проведения измерений использовалось экспериментальное устройство, состоящее из 11 калориметров, 9 из которых располагались в центральной плос-

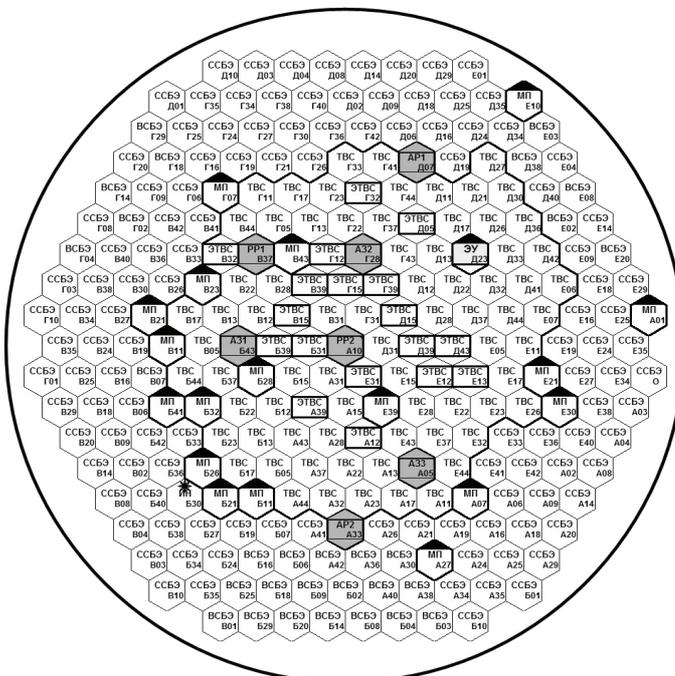


Рис. 1. Картограмма активной зоны реактора БОР-60 на момент проведения измерений: ТВС – топливная сборка; ЭТВС – экспериментальная ТВС; МП – материаловедческий пакет; ССБЭ – стальная сборка бокового экрана; ВСБЭ – воспроизводящая сборка бокового экрана; АР, РР, АЗ – органы СУЗ (автоматического и ручного регулирования, аварийной защиты)

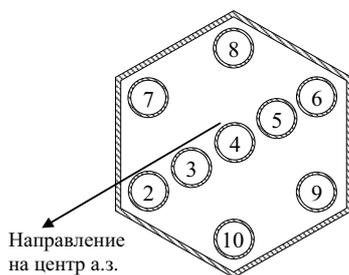


Рис. 2. Схема расположения калориметров в ЭУ на уровне ЦПАЗ

кости а.з. (ЦПАЗ) для получения информации о радиальном распределении тепловыделения в пределах ячейки (рис. 2). Два калориметра № 1 и 11 размещены на центральной оси ЭУ аналогично калориметру № 4 на границе активной зоны и торцевых зон воспроизводства для получения информации об аксиальном распределении тепловыделения (№1 – в верхней части ЭУ, а 11 – в нижней).

Была проведена серия измерений по определению радиального и аксиального профилей распределения радиационного тепловыделения путем имитации расположения ячейки Д23 в 4, 6 и 7 рядах реактора. При этом положение ЭУ оставалось неизменным, а а.з. реактора смещалась относительно устройства, что достигалось взаимной перестановкой ТВС с одной стороны а.з. и сборок бокового экрана.

Поскольку съем тепла с ТВС, размещаемых в 6–7 рядах а.з., является ограниченным из-за подачи теплоносителя в рабочие ТВС из камеры низкого давления (КНД), то измерения проводились на уровнях мощности реактора ниже номинального, а именно, 10, 15 и 20 МВт. Результаты всех проведенных измерений приводились к номинальной тепловой мощности реактора тех лет, равной 40 МВт. Погрешность измерений радиационного тепловыделения оценивалась величиной $\pm(6-7)\%$

КОМПЛЕКСЫ ПРОГРАММ И РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ

Комплекс программ MCU-RR [2] предназначен для расчета НФХ ядерных реакторов и подкритических систем методом Монте-Карло в произвольной трехмерной геометрии с детальным учетом энергетической зависимости сечений взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с веществом. Результаты расчета по MCU-RR показали хорошее совпадение с данными различных экспериментальных исследований в активной зоне реактора БОР-60 и за ее пределами – в боковом экране, малой поворотной пробке, горизонтальных каналах, биологической защите. Расчет тепловыделения по программе MCU-RR производился с использованием подмодуля PNDOUS [3].

В рамках данной работы изменение нуклидного состава топлива рассчитывалось по программе AFPA [4] с использованием общедоступной базы данных TORI [5], которая содержит информацию о постоянных распада различных нуклидов, энергиях и интенсивностях испускаемых гамма-квантов и др.

В программе AFPA реализовано аналитическое решение уравнений, описывающих изотопную кинетику. Программа обеспечивает расчет остаточного тепловыделения, радиационных характеристик (интегральная активность и ее составляющие, спектр и интенсивность излучения), выгорания, изменения изотопного состава топливныхборок в процессе облучения в реакторе, числа делений, выделенной энергии. Остаточное тепловыделение рассчитывается по функциям спада от акта деления на делящихся изотопах.

Для проведения расчетных исследований 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 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. ЭУ размещено в ячейке Д23.

Геометрия и состав экспериментального устройства описаны детально, отдельно выделены медные детекторы и оболочки калориметров, чехол ЭУ и т.д. Расположение калориметров внутри ЭУ в расчетной модели соответствовало реальному. Материал проводов термопар гомогенно замешивался в зону, моделирующую теплоноситель.

Погрешность расчетных значений, обусловленная погрешностью ядерных констант и неточностями расчетной модели (гомогенное приближение, неточности изотопного состава выгоревшего топлива в ТВС и поглотителя в органах СУЗ), оценивается величиной $\pm(3-5)\%$.

СРАВНЕНИЕ РАСЧЕТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ

В таблице 1 сравниваются расчетные ($Q^{\text{расчет}}$) и экспериментальные ($Q^{\text{эксп}}$) значения радиационного тепловыделения в калориметрах. По причинам, описанным в работе [1], результаты, полученные с помощью калориметров 3, 9, 10, 11 признаны ненадежными и в таблице не приводятся.

Как следует из табл. 1, полученные с помощью кода MCU-RR расчетные значения радиационного тепловыделения значительно отличаются от экспериментальных. Расхождения лежат в диапазоне 27–38%, а среднее значение составляет 34%. Это намного превышает погрешности, допущенные при проведении экспериментальных исследований. В таком случае необходимо говорить о систематическом занижении результатов, получаемых при выполнении расчетов радиационного тепловыделения в образцах из меди.

Таблица 1

Сравнение расчетных и экспериментальных данных

Номер калориметра	$Q^{\text{расчет}}$, Вт/г	$Q^{\text{эксп}}$, Вт/г	$(Q^{\text{расчет}} - Q^{\text{эксп}})/Q^{\text{эксп}}$, %
1	1,63	2,23	-27
2	3,83	6,22	-38
4	3,68	5,61	-34
5	3,61	5,42	-33
6	3,58	5,35	-33
7	3,68	5,92	-38
8	3,61	5,32	-32

Коды прецизионного класса, такие как MCU-RR, по праву считаются наиболее надежными для моделирования переноса излучения и широко используются для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов. Вместе с тем, известно, что при расчете стационарного состояния такие коды, как MCU-RR и MCNP не учитывают запаздывающее гамма-излучение от образующихся осколков деления. Известно [6], что при делении ядер урана и плутония в виде мгновенного гамма-излучения выделяется 7–8 МэВ, а в виде запаздывающего – 6–7 МэВ. Таким обра-

зом, гамма-кванты, испускаемые осколками деления, должны вносить существенный вклад в радиационное тепловыделение.

Доля гамма-составляющей (Q_γ) в суммарном радиационном тепловыделении для большинства конструкционных материалов является определяющей (более 90%). В связи с этим необходимо оценить вклад запаздывающих гамма-квантов в гамма-составляющую радиационного тепловыделения.

Составляющая от гамма-квантов, возникающих при активации нейтронами конструкционных материалов, не учитывалась ввиду ее меньшей значимости по сравнению с гамма-излучением, испускаемым продуктами деления ядер топливной композиции в активной зоне реактора.

ОЦЕНКА ВКЛАДА ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ ГАММА-КВАНТОВ В РАДИАЦИОННОЕ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕ

Для того чтобы оценить вклад в Q_γ запаздывающих гамма-квантов, испускаемых продуктами деления, были проведены дополнительные расчетные исследования.

На первом этапе были определены НФХ в ТВС реактора при работе на мощности 20 МВт. Для каждой ТВС были получены значения плотности потока нейтронов, а также 26-групповые спектры нейтронов (группы БНАБ). Для дальнейших расчетов были получены

- усредненный по а.з. спектр нейтронов (рис. 3);
- среднее по а.з. значение плотности потока нейтронов, которое составило 8.65×10^{14} см⁻²с⁻¹.

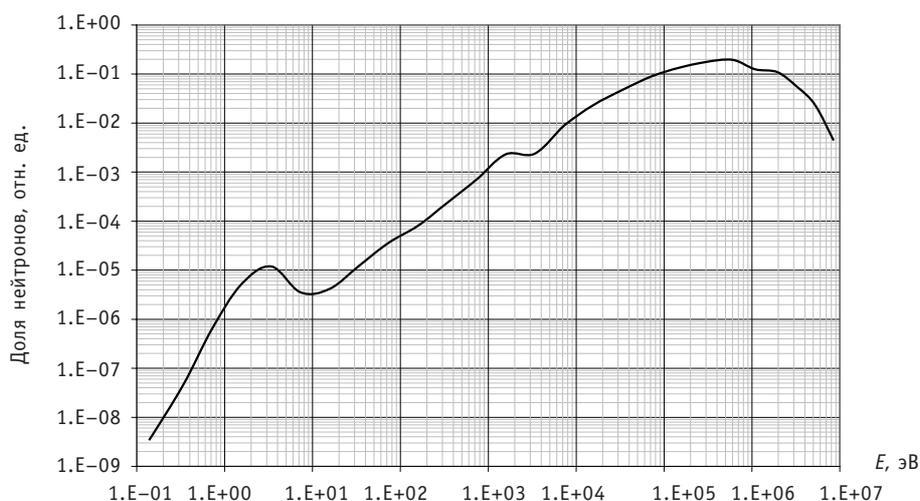


Рис. 3. Средний по активной зоне реактора БОР-60 спектр нейтронов

Полученные результаты использовались в качестве исходных данных для проведения следующего этапа расчета — определения нуклидного состава облученного топлива в а.з. реактора, спектральных и интегральных характеристик запаздывающего гамма-излучения продуктов деления ядер топливной композиции во время работы реактора на мощности. Расчет проводился по программе AFPA. Для проведения оценочного расчета использовался усредненный по а.з. состав топливной композиции (с учетом выгорания). Изменение нуклидного состава сырьевого материала в воспроизводящих экранах реактора БОР-60 не учитывалось. В результате проведенного расчета были получены

- значения активности различных продуктов деления;

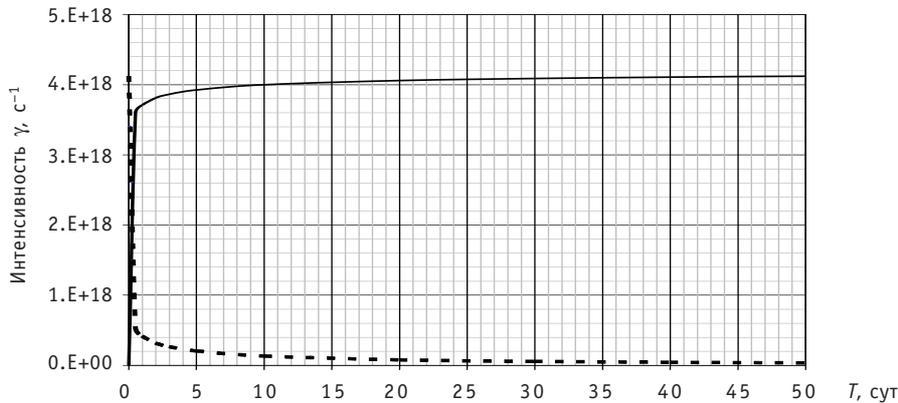


Рис. 4. Зависимость интенсивности запаздывающего гамма-излучения в активной зоне от времени (при работе на мощности (— — — $W = 20$ МВт) и после остановки (--- $W = 0$ МВт))

- значения интенсивности гамма-излучения продуктов деления для различных времен работы реактора на мощности (рис. 4);
- усредненный по а.з. энергетический спектр (7 групп) гамма-квантов, испускаемых осколками деления.

Из рисунка видно, что уже после двух суток работы реактора на мощности 20 МВт интенсивность запаздывающего гамма-излучения в а.з. можно приблизительно считать постоянной: $(4.0 \pm 0.2) \cdot 10^{18} \text{ c}^{-1}$.

Затем с помощью кода MCU-RR были проведены расчеты радиационного тепловыделения от запаздывающего гамма-излучения в медных детекторах. Моделировался фиксированный источник гамма-квантов с энергетическим спектром, полученным по программе AFPА, распределенный по а.з. реактора пропорционально плотности потока нейтронов. Полученные расчетные значения тепловыделения, как и экспериментальные, нормировались на тепловую мощность реактора 40 МВт.

Расчетное значение радиационного тепловыделения с учетом запаздывающего гамма-излучения

$$Q_{\text{расчет}} = Q_n + Q_{\gamma}^{\text{мгнов}} + Q_{\gamma}^{\text{запазд}}, \quad (1)$$

где Q_n – составляющая тепловыделения от нейтронов, а $Q_{\gamma}^{\text{мгнов}}$ и $Q_{\gamma}^{\text{запазд}}$ – от мгновенных и запаздывающих гамма-квантов соответственно.

В таблице 2 приведены значения радиационного тепловыделения в детекторах, полученные экспериментальным путем ($Q^{\text{эксп}}$) и рассчитанные ($Q^{\text{расчет}}$) с учетом запаздывающих гамма-квантов (1).

Таблица 2

Сравнение экспериментальных и уточненных расчетных данных

Номер калориметра	$Q^{\text{расчет}}$, Вт/г	$Q^{\text{эксп}}$, Вт/г	$(Q^{\text{расчет}} - Q^{\text{эксп}})/Q^{\text{эксп}}$, %
1	2,23	2,23	0
2	5,41	6,22	-13
4	5,14	5,61	-8
5	5,06	5,42	-7
6	5,04	5,35	-6
7	5,21	5,92	-12
8	5,07	5,32	-5

Из таблицы видно, что уточненные расчетные значения радиационного тепловыделения хорошо согласуются с экспериментальными. Так, среднее отклонение расчетных значений от экспериментальных данных составляет 7%, что вполне укладывается в суммарную погрешность расчета и эксперимента 9–12%.

Таким образом, можно заключить, что обнаруженные ранее существенные расхождения результатов эксперимента и расчета с помощью прецизионного кода MCU-RR, в основном, являются результатом пренебрежения запаздывающим гамма-излучением продуктов деления.

Из вышеизложенного следует, что для планирования облучения каких-либо материалов следует воспользоваться уточненной методикой расчетного определения радиационного тепловыделения, алгоритм которой приведен ниже:

- 1) определить значения Q_n и $Q_{\gamma}^{\text{мгнов}}$ в исследуемом ОУ – расчет по программе MCU-RR в режиме расчета критичности;
- 2) определить плотность потока и спектр нейтронов в каждой ТВС активной зоны реактора;
- 3) рассчитать по программе AFPA интенсивность и спектр гамма-излучения выгоревшего ядерного топлива от ТВС реактора для заданного момента времени;
- 4) рассчитать по программе MCU-RR значение $Q_{\gamma}^{\text{запазд}}$ для фиксированного источника гамма-излучения с заданными интенсивностью и спектром;
- 5) определить значение $Q^{\text{расчет}}$ по формуле (1).

Для оперативного планирования и расчетного сопровождения программ реакторных испытаний с помощью кода MCU-RR можно рассчитать корректировочный множитель для Q_{γ} :

$$K = \frac{Q_{\gamma}}{Q_{\gamma}^{\text{мгнов}}}, \quad (2)$$

где Q_{γ} можно определить двумя способами:

- 1) $Q_{\gamma} = Q^{\text{экс}} - Q_n^{\text{расчет}}$;
- 2) $Q_{\gamma} = Q_{\gamma}^{\text{запазд}} + Q_{\gamma}^{\text{мгнов}}$.

В первом случае усредненное значение корректировочного множителя для рассчитанной по MCU-RR величины Q_{γ} , определенное по формуле (2), составляет $K = 1,56$, во втором – $K = 1,43$.

Следует отметить, что значение K для современных состояний реактора может отличаться от значения, полученного для состояния реактора в 1977 г. Для современных состояний реактора при отсутствии экспериментальных данных множитель K может быть определен только из расчетных значений (второй способ).

Для оперативного планирования программ реакторных испытаний следует определить множитель K для типовой современной кампании реактора по формуле (2), а для расчета температур в ОУ – использовать скорректированные значения радиационного тепловыделения:

$$Q^{\text{корр}} = Q_n + Q_{\gamma}^{\text{мгнов}} \cdot K. \quad (3)$$

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных исследований были выявлены недостатки используемых в настоящее время расчетных методов для определения условий облучения материалов в а.з. реактора БОР-60, а именно, несоответствие расчетных и экспериментальных значений радиационного тепловыделения как результат недооценки гамма-составляющей радиационного тепловыделения.

Предложен алгоритм расчетного определения радиационного тепловыделения, учитывающий запаздывающие гамма-кванты, испускаемые продуктами деления. Для

тщательного планирования программ реакторных испытаний следует пользоваться уточненной методикой расчетного определения радиационного тепловыделения.

Для оперативного расчетного сопровождения облучения конструкционных материалов в а.з. реактора БОР-60 достаточно использовать скорректированные по формуле (3) значения радиационного тепловыделения, где множитель K определяется по формуле (2).

Предлагаемая методика расчетного определения радиационного тепловыделения позволила уменьшить ранее наблюдавшиеся расхождения между результатами расчетов температур и данными различных экспериментов на реакторе БОР-60.

Литература

1. Неверов В.А., Краснаяров Н.В., Грязев В.А. и др. Исследование полей радиационного энерговыделения в реакторе БОР-60/Препринт НИИАР-6 (414). – Димитровград, 1980.
2. Gomin E., Majorov 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.
3. Ванев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Разработка и тестирование подмодуля PND0US в составе программы MCU-RR для расчета дозовых характеристик нейтронных и фотонных полей/Сб. трудов ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2009 г. – Вып. 1. – С. 27-36.
4. Архангельская Г.А. Программы расчета изменения изотопного состава топлива быстрых реакторов. Отчет ГНЦ РФ-ФЭИ, Х33100, 1980 г.
5. Chu S.Y.F., Ekström L.P. and Firestone R.B. WWW Table of Radioactive Isotopes, database version 2/28/99 from URL <http://nucleardata.nuclear.lu.se/nucleardata/toi/>
6. Нигматулин И.Н., Нигматулин Б.И. Ядерные энергетические установки. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 168 с.

Поступила в редакцию 5.09.2011

A slider bearing working in the medium of the heavy liquid metal coolants is one of the main elements which influence the efficiency of the main circulating pumps in the reactor loops with HLMS.

The operating efficiency of the slider bearing is mainly determined with the correct choice of its constructive relation: a relative annular gap, relative width, angle of contact.

The results of the experimental research have shown that the difference between hydraulic characteristics of water and HLMS coolants in the experimental plot «throttle-annular gap» exists. It makes the usage of the traditional lubricating fluid in the methods of analysis of the hydrostatic sliding bearings for the pumps in the HLMS incorrect.

УДК 621.039.526

Calculations and Experimental Investigation of Irradiation Heat Rate in BOR-60 Reactor \A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov, O.V. Ishunina, Yu.V. Naboyschikov, V.A. Neverov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 8 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 6 titles.

Calculations and experimental investigation of irradiation heat rate in reactor BOR-60 reveals drawbacks of modern calculational methods. Paper propose algorithm for irradiation heat rate calculations, which allows to eliminate these drawbacks.

УДК 621.039.543: 621.039.524.44

The Substantiation of the Correlation for Critical Heat Flux Calculation for Alternative Design Fuel Assemblies with Mixing Spacer Grids in VVER-1000 \S.M. Dmitriev, V.E. Lukyanov, O.B. Samoylov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 10 pages, 8 illustrations. – References, 6 titles.

The results of the experimental investigations of coolant mixing and departure from nucleate boiling in TVSA-T with combined spacer grids and mixing grids on aerodynamic and thermal test facilities are presented. As a result of the obtained experimental data, the determination of mixing coefficient was carried out and the CRT-1 correlation for the critical heat flux calculation was developed. The applicability of correlation for critical heat flux calculation for TVSA-T VVER-1000 was substantiated.

УДК 621.039.534.6

The Method Based on Electromagnetic Sensor for Measuring of Sodium Flow Rate in a Heat Pipe \N.I. Loginov, A.S. Mikheev, A.A. Mukhlinin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 8 pages, 5 illustrations. – References, 6 titles.

The electromagnetic sensor design and method of liquid flow measuring in the vertical sodium heat pipe 100 mm diameter and 10 m length at operating temperature 550–650°C are described. The heat pipe was supplied with capillary structure only in the evaporation zone, i.e. it was a thermosyphon with nonseparated opposite flows of liquid and vapor.

Magnetic field of the sensor was produced by permanent magnet, made of thermostable alloy, which is efficient up to 600 oC. Flow measurements at three cross sections of the heat pipe, at four «points» of circumference of each section, were carried out. Significant fluctuations of the local flow rate values were observed. Maximum amplitude of the fluctuations exceeds the average value of the flow rate up to 2-3 times. Negative values of the local flow rate were observed. It means that liquid sodium flowed against the gravity force, and this indicates that the liquid sodium entrainment caused by vapor counter-flow, the speed of which was about 80 m/s, took place.

УДК 621.039.517

The Intensification of Mass Transfer in LWR Rods Bundles by Cellular Mixing Grids \P.V. Markov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 9 pages, 4 tables, 5 illustrations. – References, 6 titles.

The CFD-models of 7-rods and 19-rods bundle with mixing grid was developed. The flow field in rods bundles was investigated. A series of CFD analyses were performed to obtain hydraulic and mixing properties of mixing cellular grids.