

На правах рукописи



Варивцев Артем Владимирович

**РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ
И РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ
РАДИАЦИОННОГО ТЕПЛО ВЫДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60**

Специальность: 05.14.03 – Ядерные энергетические установки,
включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Димитровград – 2017

Работа выполнена в акционерном обществе «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

Научный руководитель: *Жемков Игорь Юрьевич*,
доктор технических наук,
эксперт-начальник лаборатории
реакторного исследовательского комплекса
АО «ГНЦ НИИАР».

Официальные оппоненты: *Ванеев Юрий Евгеньевич*,
доктор технических наук,
ведущий научный сотрудник
ИБРАЭ РАН

Невиница Владимир Анатольевич,
кандидат технических наук,
начальник отдела быстрых реакторов
НИЦ «Курчатовский институт».

Ведущая организация: Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А.Доллежала» (НИКИЭТ), г. Москва.

Защита диссертации состоится «_26_» декабря 2017 г. в 16 ч. 00 мин. на заседании диссертационного совета Д 520.009.06 на базе Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» по адресу: 123182, г. Москва, пл. Курчатова, д.1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЦ «Курчатовский институт» и на сайте www.nrcki.ru

Автореферат разослан «__» _____ 2017 г.

Ученый секретарь диссертационного совета,
кандидат физ.-мат. наук, доцент



А.С. Колокол

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы

Экспериментальный реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БОР-60 эксплуатируется с 1969 года и основным направлением его использования является испытание экспериментального топлива и конструкционных материалов для перспективных реакторов с быстрым спектром нейтронов, а также для ускоренных испытаний конструкционных материалов реакторов с тепловым и промежуточным спектром нейтронов. Определяющими параметрами испытаний являются характеристики нейтронного потока (плотность, энергетический спектр), температура образцов и среда, в которой проводятся испытания.

В настоящее время на базе реактора БОР-60 реализуется ряд отечественных и международных исследовательских программ по испытаниям перспективных материалов. Одной из важнейших задач при проведении реакторных исследований является обеспечение требуемых температурных условий. Для этих целей, как правило, используются специальные облучательные устройства (ОУ).

В реакторе БОР-60 существует лишь одна инструментованная ячейка, которая допускает размещение облучательных устройств, оснащённых термopарами, а в большинстве ОУ температурные условия определяются расчётным путём на основе расчётных значений тепловыделения в элементах ОУ.

Многие инженерные расчётные коды рассчитывают лишь характеристики нейтронных полей и не достаточно корректно учитывают гамма-излучение, которым определяется тепловыделение в большинстве нетопливных материалов.

В последние годы в области расчетов нейтронных и фотонных полей в реакторных системах большую популярность завоевали так называемые прецизионные расчетные коды, базирующиеся на методе Монте-Карло.

Однако, такие расчётные коды при прямом расчёте не учитывают накопление продуктов деления и, соответственно, не моделируют перенос гамма-квантов испускаемых при их распаде, что приводит к значительному занижению расчётных оценок радиационного тепловыделения.

Таким образом, в силу необходимости обеспечения заданных условий при испытаниях перспективных материалов, разработка научно обоснованной методики расчёта радиационного тепловыделения, основанной на методе Монте-Карло и учитывающей основные компоненты поглощенной энергии реакторного излучения, является **актуальной** задачей.

Цели и задачи работы

Целью диссертационной работы является разработка научно обоснованной методики расчетного определения радиационного тепловыделения в материалах, облучаемых в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах, основанной на методе Монте-Карло и учитывающей основные компоненты поглощенной энергии реакторного излучения.

Для достижения поставленной цели автором были решены следующие задачи:

- Обобщение и анализ расчётных и экспериментальных данных о радиационном тепловыделении в реакторе БОР-60;
- Разработка алгоритма расчёта мощности радиационного тепловыделения в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах, учитывающего основные компоненты реакторного излучения;
- Тестирование методики с использованием ранее полученных экспериментальных данных;
- Проведение методического эксперимента в специально разработанном устройстве для тестирования разработанной методики.

Новизна работы заключается в следующем:

- обобщены и проанализированы результаты исследований радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60;
- разработана и внедрена методика расчётного определения мощности тепловыделения в элементах реактора БОР-60, позволяющая качественно повысить точность получаемых результатов;
- проведён методический эксперимент в обоснование расчетной методики определения радиационного тепловыделения в активной зоне реактора БОР-60;
- впервые получены результаты исследований поля запаздывающего гамма-излучения от продуктов деления ядер топлива в реакторе БОР-60;
- методика расчётного определения радиационного тепловыделения впервые применена при проведении экспериментальных исследований в реакторе БОР-60.

Положения, выносимые на защиту:

- методика расчётного определения мощности радиационного тепловыделения в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах, основанная на методе Монте-Карло и учитывающая основные компоненты реакторного излучения;
- расчётная модель эксперимента по определению радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 калориметрическим методом;
- результаты тестирования разработанной методики при моделировании условий экспериментов, проведённых в реакторе БОР-60;
- результаты расчётных исследований поля запаздывающего гамма-излучения от продуктов деления ядер топливной композиции в реакторе БОР-60, полученные с помощью разработанной методики.

Достоверность научных положений, выводов и практических результатов, полученных в диссертационной работе, подтверждена:

- применением расчетных средств прецизионного класса, а именно расчетного кода MCU-RR, разработанного ведущими отечественными специалистами в области математического моделирования и физики реакторов;

- использованием данных, полученных в результате эксперимента по определению радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 калориметрическим методом;
- результатами специального методического эксперимента.

Практическая значимость работы

Разработанная в результате выполненной работы методика аттестована отделом метрологии и измерительной техники АО «ГНЦ НИИАР», внедрена и активно применяется на реакторе БОР-60 для планирования и сопровождения программ реакторных испытаний перспективных материалов и изделий из них как по отечественным проектам, так и по контрактам с зарубежными заказчиками (США, Южная Корея, Франция, Япония, Италия, Бельгия и др.).

Методы и методология исследования

Методология диссертационного исследования включает в себя следующие методы:

1) Для выявления пробелов в использовавшихся ранее методах расчёта радиационного тепловыделения были применены методы **анализа** и **сравнения** результатов расчетного и экспериментального определения радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60;

2) В основе разработанной методики лежит метод расчетного **моделирования** нейтронно-физических и радиационных процессов в активной зоне реактора БОР-60;

3) Тестирование предложенной методики проводилось на основе данных, полученных в результате проведения специальных **экспериментов** на реакторе БОР-60.

Апробация работы

Результаты диссертационной работы были представлены на следующих конференциях, семинарах и школах:

- Международная научно-практическая конференция «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики», г.Димитровград, 2014 г.;
- Европейская конференция по исследовательским реакторам «RRFM-2013», г.Санкт-Петербург, 2013 г.
- X Российская конференция по реакторному материаловедению, г.Димитровград, 2013 г.
- 11-я Курчатовская молодежная научная школа, г.Москва, 2013 г.;
- XXIII Межведомственный семинар «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтроника-2012)», г.Обнинск, 2012 г.
- Всероссийская научная конференция «Исследовательские реакторы», г.Димитровград, 2011 г.;
- 9-я Курчатовская молодежная научная школа, г.Москва, 2011 г.

Личный вклад автора

Лично автором и при его непосредственном участии:

- обобщены и проанализированы результаты расчетного и экспериментального определения радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60;
- на базе метода Монте-Карло разработана методика расчетного определения радиационного тепловыделения в различных материалах, облучаемых в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах, учитывающая основные компоненты поглощенной энергии реакторного излучения;
- проведено тестирование разработанной методики при моделировании условий экспериментов, проведенных на реакторе БОР-60;
- выполнены расчётные исследования поля запаздывающего гамма-излучения от продуктов деления ядерного топлива в реакторе БОР-60;

Публикации

По теме диссертации опубликовано 14 работ, из них: 3 статьи в журналах по перечню ВАК, 2 статьи в изданиях, входящих в международные реферативные базы данных и системы цитирования, 2 статьи в журналах из перечня РИНЦ и 7 статей в сборниках материалов отечественных и международных конференций.

Структура и объем диссертации

Диссертация состоит из введения, четырех глав и заключения. Работа изложена на 113 страницах, содержит 41 рисунок, 25 таблиц и список литературы из 83 наименований.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность диссертационной работы, сформулированы цель и основные задачи исследований, их научная новизна и практическая значимость.

В первой главе освещается накопленный мировой опыт эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах (РБН), а также планы по созданию перспективных РБН в разных странах, реализация которых не представляется возможной без проведения соответствующих экспериментов на исследовательских реакторах, в которых возможно изучение комплексного воздействия на материалы таких факторов, как нейтронное и гамма-излучение, температура, химическое воздействие теплоносителя, циклические нагрузки и т.д.

Наиболее подходящим для этих целей является быстрый опытный реактор БОР-60. В настоящее время БОР-60 – единственный в мире стабильно работающий исследовательский РБН, расположенный рядом с хорошо оснащёнными материало-ведческими лабораториями и доступный как для отечественных, так и для международных программ по испытаниям материалов и элементов активных зон перспективных РБН для обоснования их работоспособности при эксплуатации в проектных условиях.

В последние годы спрос на проведение экспериментальных исследований в реакторе БОР-60 значительно возрос и даже превышает его возможности. При этом в реакторе имеется лишь один экспериментальный канал для проведения инструментированных внутриреакторных исследований (ячейка Д23), позволяющий размещать ОУ непосредственно в а.з. с выводом информации об условиях облучения материалов в on-line режиме.

В а.з. реактора БОР-60 возможно одновременное размещение до 20 нетопливных пакетов, их число в боковом экране (БЭ) не регламентируется, а поток быстрых нейтронов в отдельных ячейках реактора может отличаться более чем в 3 раза.

Основные характеристики реактора приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Основные характеристики реактора БОР-60

Характеристика	Величина
Тепловая мощность реактора, МВт	до 60
Среднегодовая энерговыработка реактора, ГВт·ч	275
Продолжительность МК, сут.	до 90
Продолжительность перегрузок, сут	10?45
Расход натрия через реактор, м ³ /ч	до 1100
Температура теплоносителя (натрий), °С: – на входе в реактор – на выходе из реактора	310÷330 до 500
Штатное топливо	UO ₂ или UO ₂ -PuO ₂
Обогащение по ²³⁵ U, %	~70
Максимальное содержание Pu в штатном топливе, %	до 30
Максимальное объемное энерговыделение, кВт/л	1000
Максимальная плотность нейтронного потока, см ⁻² ·с ⁻¹ : – нейтронов всех энергий (E > 0,0 МэВ) – быстрых нейтронов (E > 0,1 МэВ)	3,0·10 ¹⁵ 2,4·10 ¹⁵
Средняя энергия нейтронов, кэВ: - активная зона / БЭ	150?330 / 1?100
Флюенс быстрых нейтронов (E > 0,1 МэВ), см ⁻² /год	4,2·10 ²²
Скорость накопления повреждающей дозы, с.н.а./год	до 23

Для проведения экспериментальных исследований и облучения широкого класса материалов и изделий при различных режимах и параметрах используют комплекс специализированных устройств. Чаще всего применяется ОУ на базе разборного пакета с размещенной во внутренней полости подвеской с образцами.

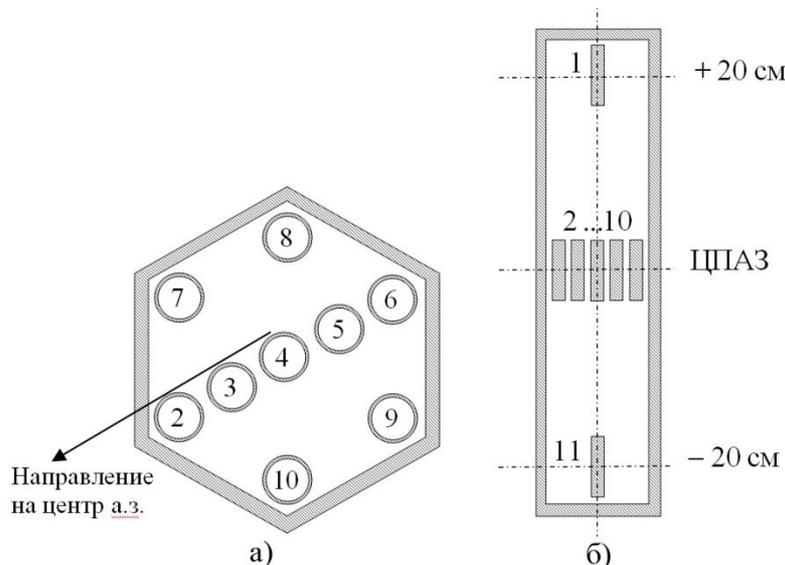
Важнейшей задачей при проведении испытаний материалов является обеспечение требуемых условий, в первую очередь температурных. Поскольку большинство ОУ в реакторе БОР-60 располагаются в неинструментированных ячейках, условия в таких устройствах определяются расчётным путём. Основным источником неопределённостей при определении температурных условий облучения нетопливных материалов являются неопределённости значений радиационного тепловыделения.

Таким образом, важной задачей является разработка методики для определения радиационного тепловыделения в элементах облучательных устройств. При этом ме-

тодика должна базироваться на современных расчётных средствах и опираться на надёжные экспериментальные данные.

Во второй главе представлены сведения об имеющемся опыте по определению радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60. За многолетнюю историю реактора, было проведено всего два эксперимента по определению радиационного тепловыделения. Результаты первого эксперимента, проведённого в 1976г. были определены со значительными погрешностями, по этой причине автором используются лишь результаты второго эксперимента.

Второй эксперимент по определению распределения радиационного тепловыделения в а.з. реактора БОР-60 был проведён в 1977г. Эксперимент основывался на методе прямых калориметрических измерений. Разработанное экспериментальное устройство (ЭУ) содержало 9 калориметров на уровне центральной плоскости а.з. (ЦПАЗ) и 2 калориметра на уровне границ а.з. и торцевых зон воспроизводства (ТЗВ), как показано на рисунке 1.



а – поперечное сечение ЭУ на уровне ЦПАЗ

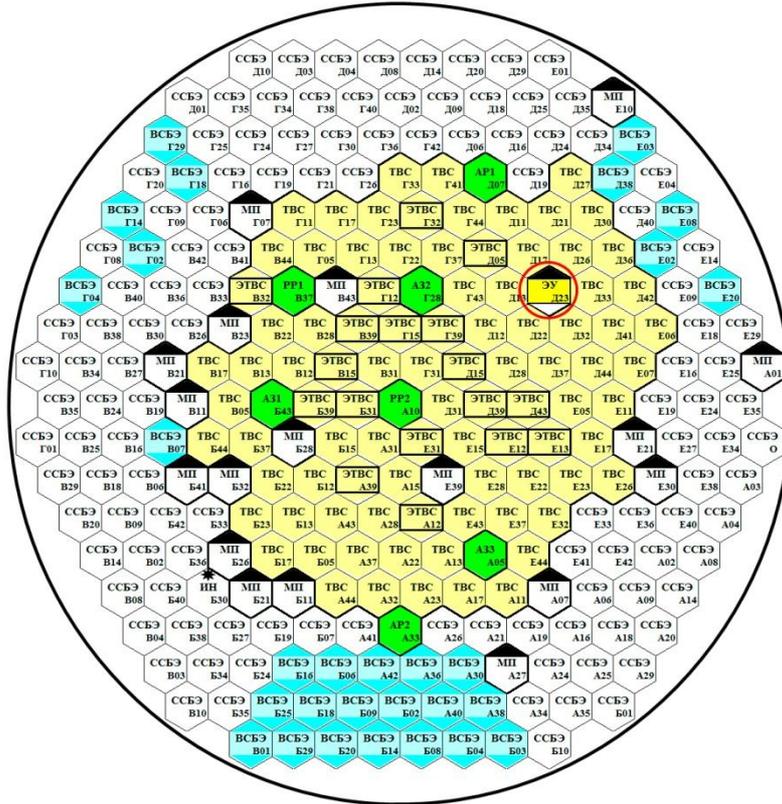
б – продольное сечение ЭУ

Рисунок 1 – Схема расположения калориметров в ЭУ

В реакторе БОР-60 устройство при проведении серии измерений было ориентировано так, как показано на рисунке 1а, что позволяло получить дополнительные точки радиального распределения тепловыделения в пределах ячейки.

Рабочее тело калориметров было изготовленное из меди, что обосновывалось её наибольшей пригодностью для применения во внутриреакторных калориметрах и тем, что атомный номер меди ($Z=29$) лежит в середине диапазона атомных номеров большинства используемых конструкционных материалов ($20\div 40$). Тепловой эффект регистрировался с помощью внутренней и наружной термопар типа ХА. Всего в ЭУ было установлено 17 термопар, из которых 11 в калориметрических образцах и 6 в проточном натрии. ЭУ было установлено в инструментованную ячейку Д23 реактора БОР-60.

Для измерения радиационного тепловыделения по радиусу реактора при фиксированном положении ЭУ, а.з. реактора БОР-60 перемещалась относительно ячейки Д23 путём перестановки ТВС. Такой подход позволил имитировать расположение ЭУ в различных рядах реактора. Картограмма реактора, соответствующая имитации расположения ячейки Д23 в 4-м ряду а.з. приведена на рисунке 2. ЭУ могло быть установлено в реакторе в двух положениях по высоте, что обеспечивало возможность измерения тепловыделения на шести высотных отметках.



ЭУ – экспериментальное устройство (обведено кругом); ТВС – тепловыделяющая сборка; ЭТВС – экспериментальная ТВС; МП – материаловедческий пакет; ССБЭ – стальная сборка БЭ; ВСБЭ – воспроизводящая сборка БЭ; АР, РР, АЗ – органы СУЗ (автоматического и ручного регулирования, аварийной защиты).

Рисунок 2 – Картограмма реактора БОР-60 (имитация размещения ЭУ в 4 ряду а.з.)

В ходе эксперимента была проведена серия измерений по определению профиля распределения радиационного тепловыделения, состоявшая из 4-х этапов, описанных в таблице 2.

Таблица 2 – Описание этапов эксперимента

Этап	1	2	3	4**
Имитация расположения ЭУ в ряду картограммы №	4	4	6	7
Число ТВС в ближайшем окружении ЭУ, шт.	6	6	4	2
Число нетопливныхборок в окружении ЭУ, шт.	-	-	2	4
Высотная отметка калориметра №1, мм*	-177	+200	+200	+230
Высотная отметка калориметров №2-10, мм*	-377	0	0	+30
Высотная отметка калориметра №11, мм*	-577	-200	-200	-170
* – относительно ЦПАЗ				
** – ЭУ смещено вверх относительно штатного положения по техническим причинам				

По разным причинам часть термопар вышла из строя в самом начале эксперимента, а часть на протяжении эксперимента, поэтому результаты для них отсутствуют. Калориметр №3 являлся неисправным в начале эксперимента и внезапно заработал после 2-го этапа (его показания не учитывались в дальнейшем).

Результаты были получены для разных значений тепловой мощности реактора ($W_{p-ра} = 10; 15; 20$ МВт) и для сопоставимости были приведены к тепловой мощности реактора равной 40 МВт.

В результате проведённых экспериментов были получены количественные оценки радиационного тепловыделения в конструкционных материалах, облучаемых в реакторе БОР-60. Полученные значения позволили построить зависимости радиационного тепловыделения в конструкционных материалах от радиальной (r) и аксиальной (h) координаты образца в активной зоне – формулы (1) и (2).

$$Q(r) = 7,95 \cdot \cos\left(\frac{\pi}{2} \cdot \frac{r}{305}\right), \text{ где } 135 \leq r \leq 255 \text{ мм} \quad (1),$$

$$\frac{Q(h)}{Q_{\max}} = \cos\left(\frac{\pi}{2} \cdot \frac{h}{270}\right), \text{ где } -200 \leq h \leq 200 \text{ мм} \quad (2),$$

Постоянный множитель 7,95 в формуле (1) соответствует номинальной тепловой мощности реактора БОР-60 тех лет, равной 40 МВт.

Следует отметить, что радиус необходимо отсчитывать от "истинного центра" активной зоны, под которым понимается некий центр масс всех ТВС. При этом следует помнить, что фактическое положение "истинного центра" меняется от кампании к кампании, т.к. зависит от конкретной конфигурации активной зоны.

Эмпирическая зависимость, описанная формулами (1) и (2) продолжительное время использовалась для определения величины радиационного тепловыделения в элементах а.з. реактора БОР-60.

За годы эксплуатации реактора БОР-60 а.з. и БЭ претерпевали существенные изменения: изменялись тип и обогащение штатного ядерного топлива (ЯТ), размер а.з., состав БЭ, число экспериментальных топливных и нетопливных сборок в а.з.; геометрия и поглотитель стержней СУЗ; график работы и эксплуатационные параметры реактора.

Формула зависимости радиационного тепловыделения от координат, учитывающая изменения активной зоны (числа ТВС, высоты активной части ТВС), приняла вид:

$$Q(r, h) = 7,95 \cdot \cos\left(\frac{\pi}{2} \cdot \frac{r}{305}\right) \cdot \cos\left(\frac{\pi}{2} \cdot \frac{h}{270}\right) \cdot \frac{W_{p-ра}}{40} \cdot \frac{90}{N_{TBC}} \cdot \frac{40}{H_{AZ}}, \quad (3),$$

где $W_{p-ра}$ – тепловая мощность реактора,

N_{TBC} – число ТВС в а.з.,

H_{AZ} – высота а.з.

Формула (3) используется в комплексе автоматизированного расчета (КАР) НФХ реактора БОР-60 и позволяет оценивать радиационное тепловыделение даже за пределами интервалов координат в которых проводились измерения, что, однако, снижает точность оценок.

Очевидно, что простые соотношения для радиальной и аксиальной зависимости не могут описать всех тонкостей распределения НФХ по а.з. реактора. Так, из-за множества материаловедческих пакетов и несимметричного расположения органов СУЗ в реакторе БОР-60, НФХ в ячейках, расположенных на одном радиусе могут отличаться на 10-20% (иногда и более).

Развитие и применение расчётных кодов, таких как JARFR, TRIGEX, MCU, позволило с приемлемой точностью получать значения НФХ сначала в двумерной R-Z, а затем и в трёхмерной геометрии.

К сожалению, проблеме расчета радиационного тепловыделения уделялось недостаточно внимания. Ранее, сотрудниками ГНЦ НИИАР было проведено сравнение радиальных профилей радиационного тепловыделения в активной зоне реактора БОР-60, рассчитанных с помощью программ КАСКАД-C-1.5 и MCU-RR, с экспериментальными данными (см. рисунок 3).

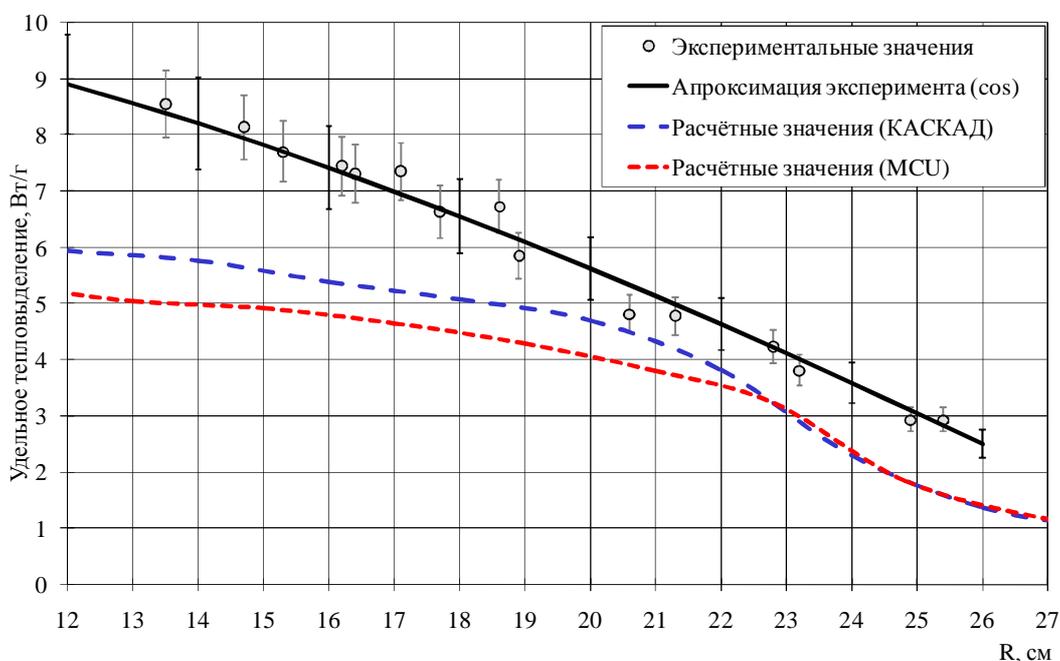


Рисунок 3 – Радиальное распределение радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60

Отмечалось плохое согласие расчетных и экспериментальных данных и назывались возможные причины:

- погрешности расчетных программ;
- неточности в расчетных моделях реактора БОР-60;
- погрешности экспериментальных данных.

Для выявления и устранения пробелов в используемых расчётных методиках и моделях было решено смоделировать условия эксперимента с помощью современного расчётного кода, основанного на методе Монте-Карло.

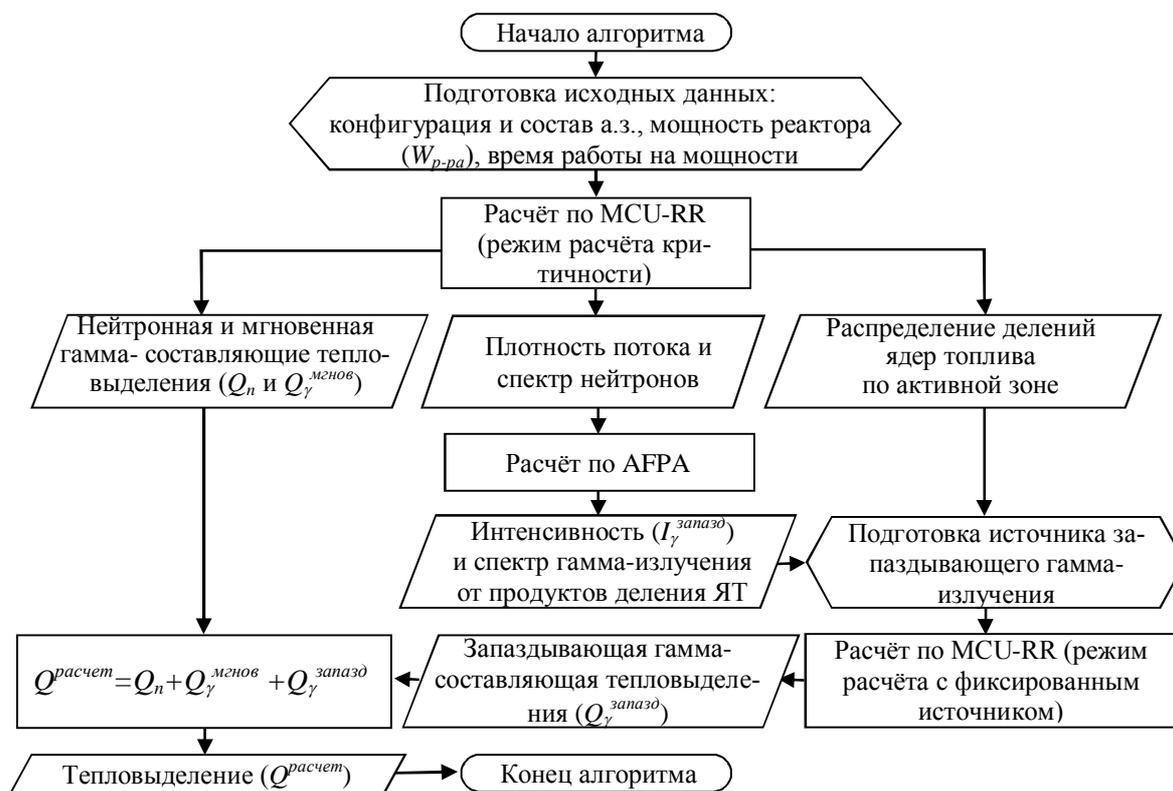
Третья глава посвящена корректировке методики расчёта на базе результатов эксперимента по определению радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60.

Для сравнения с экспериментальными данными, было решено рассчитать каждый из 4-х этапов эксперимента, смоделировав состояние реактора и ЭУ с использованием сохранившихся архивных данных.

Нейтронно-физические расчетные модели каждого из рассматриваемых состояний реактора создавались с учетом реального расположения ТВС, нетопливных пакетов и РО СУЗ в картограмме реактора, а также состава ЯТ, поглотителя и конструкционных материалов. Геометрия и состав ЭУ описывались детально – отдельно были выделены медные детекторы и оболочки калориметров, чехол ЭУ и т.д. Расположение калориметров внутри ЭУ в расчетной модели соответствовало реальному.

Для каждого этапа эксперимента по MCU-RR в режиме расчёта критичности были определены значения тепловыделения во всех калориметрах. Как будет показано ниже (см. таблицу 3), результаты расчёта значительно отличались от экспериментальных данных вследствие пренебрежения запаздывающим гамма-излучением.

Предложена методика расчёта радиационного тепловыделения, позволяющая учитывать запаздывающее гамма-излучение, испускаемое продуктами деления ЯТ, алгоритм которой представлен в виде блок-схемы на рисунке 4.



$W_{p-ра}$ – тепловая мощность реактора; $I_{\gamma}^{запазд}$ – интенсивность запаздывающих гамма-квантов

Рисунок 4 – Алгоритм расчёта радиационного тепловыделения

С целью тестирования разработанной методики проведены расчёты тепловыделения в калориметрах. Для каждого этапа эксперимента были определены значения плотности потока нейтронов и их энергетического спектра в а.з. Значение средней по

а.з. плотности потока нейтронов от этапа к этапу практически не менялось и составляло $\sim 9,5 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ при нормировке на тепловую мощность реактора 20 МВт.

Затем для заданных моментов времени рассчитывался нуклидный состав ЯТ, интенсивность и спектр испускаемых гамма-квантов и др. Эксперимент был смоделирован в соответствии с программой эксперимента и учитывал последовательность и длительность во времени его фаз: вывода реактора на различные уровни мощности и работы на мощности, останова реактора (см. рисунок 5).

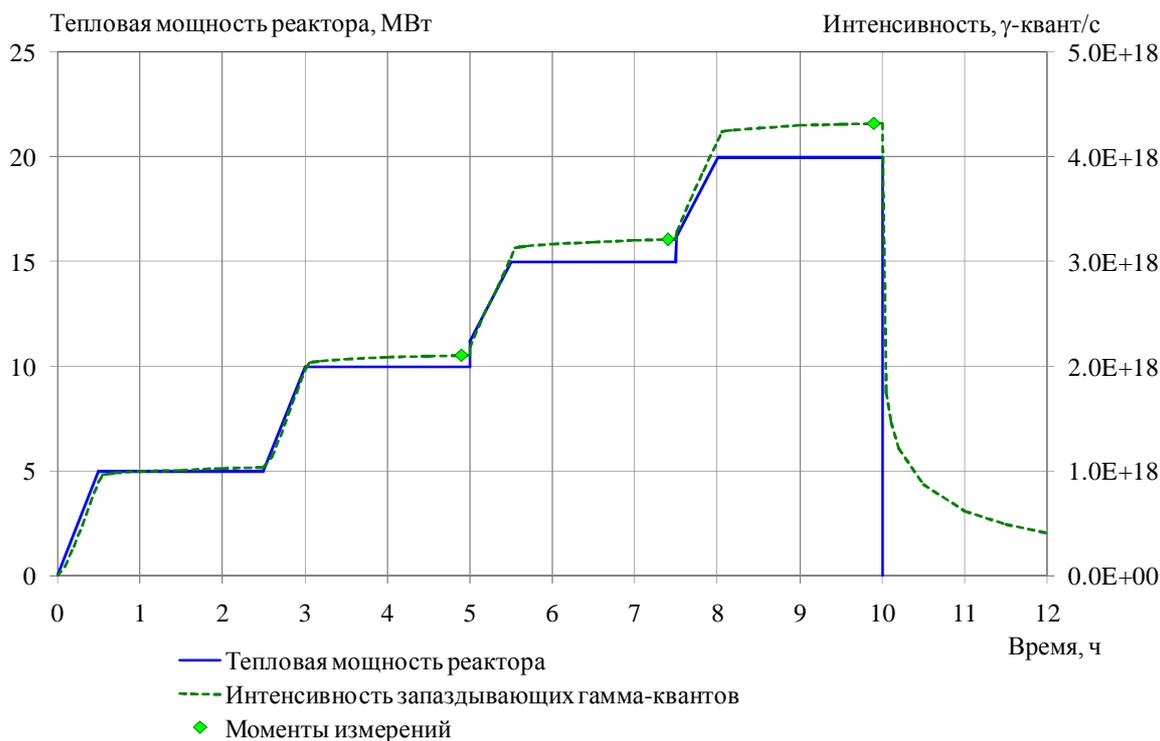


Рисунок 5 – Зависимость интенсивности испускания запаздывающих гамма-квантов в а.з. от времени

Интенсивность запаздывающего гамма-излучения в а.з. на каждом этапе изменялась со временем одинаково. Так, значения интенсивности запаздывающего гамма-излучения 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 принято равным $8,6 \cdot 10^{18} \text{ с}^{-1}$.

Затем с использованием ранее созданных трёхмерных моделей реактора проводились расчёты в режиме фиксированного источника гамма-квантов, в результате которых определялись значения $Q_{\gamma}^{\text{запазд}} \text{ (Вт/г)}$ и суммарное значение тепловыделения $Q^{\text{расчет}} \text{ (Вт/г)}$. Полученные расчетные значения тепловыделения, как и экспериментальные данные, нормировались на тепловую мощность реактора 40 МВт.

В таблице 3 приведены все рассчитанные составляющие радиационного тепловыделения, экспериментальные данные, а также сравнение расчётных значений с экспериментальными для наиболее показательного этапа эксперимента (этапа №2), когда ЭУ было расположено в массиве ТВС (в 4-м ряду а.з. реактора), и calorиметры занимали высотные отметки в пределах высоты а.з.

Таблица 3 – Сравнение ранее полученных и уточнённых расчетных значений с экспериментальными данными

Калориметр №	Q_n , Вт/г	$Q_{\gamma}^{мзнов}$, Вт/г	$Q_{\gamma}^{запазд}$, Вт/г	$Q^{эксп}$, Вт/г	$Q^{расчет}$, Вт/г*	Отличие, %*	$Q^{расчет}$, Вт/г**	Отличие, %**
1	0,15	1,51	0,63	2,23	1,65	-26	2,28	2
2	0,30	3,45	1,67	6,22	3,75	-40	5,42	-13
3	0,29	3,35	1,61	-	3,64	-	5,24	-
4	0,28	3,30	1,58	5,61	3,58	-36	5,16	-8
5	0,28	3,26	1,56	5,42	3,54	-35	5,09	-6
6	0,27	3,23	1,56	5,35	3,50	-35	5,06	-5
7	0,29	3,35	1,63	5,92	3,64	-38	5,27	-11
8	0,28	3,24	1,58	5,32	3,51	-34	5,09	-4
9	0,28	3,33	1,62	-	3,61	-	5,23	-
10	0,30	3,46	1,68	-	3,76	-	5,44	-
11	0,15	1,66	0,70	-	1,81	-	2,52	-

* – расчёт в режиме критичности (без учёта запаздывающих гамма-квантов)
 ** – расчёт по предложенной автором методике (с учётом запаздывающих гамма-квантов)

Как следует из таблицы, полученные с помощью кода MCU-RR в режиме расчёта критичности значения радиационного тепловыделения значительно отличаются от экспериментальных. Так, для рассматриваемого этапа эксперимента расчётные значения (без учёта запаздывающих гамма-квантов) отличаются от экспериментальных в пределах 26÷40%, а в среднем на 35%. Уточнённые расчетные значения радиационного тепловыделения, полученные для этапа 2, хорошо согласуются с экспериментальными данными (в пределах 13%). Среднее отклонение расчетных значений от экспериментальных данных составляет 7%.

Для остальных этапов эксперимента расхождения (без учёта запаздывающих гамма-квантов) для калориметров, размещавшихся в пределах а.з., лежат в диапазоне 34÷43 %, а для калориметров, располагавшихся на границе а.з. и ТЗВ, а также за её пределами ~20÷28%. Применение разработанной методики позволило снизить отличие расчётных значений от экспериментальных до 5÷25 % (в среднем ~15 %).

Следует отметить, что расхождения расчётных и экспериментальных данных для ЭУ, расположенного на границе а.з. и БЭ, а также в БЭ увеличились по сравнению с ЭУ расположенным в 4-м ряду а.з., что вызвано:

- неточностями моделирования материаловедческих пакетов рядом с ЭУ;
- ростом погрешности расчета с удалением от а.з.;

Предложенная методика прошла метрологическую аттестацию в Отделе метрологии и измерительной техники АО «ГНЦ НИИАР» с присвоением регистрационного номера.

При проведении расчётов автором использовались расчётные коды MCU-RR и AFPA, т.к. они разработаны российскими специалистами и доступны отечественным

расчётчикам. Однако могут применяться связки других подходящих расчетных средств, например, таких как широко известные MCNP и ORIGEN.

Для приближенных оперативных оценок тепловыделения при планировании программ реакторных испытаний можно воспользоваться формулой:

$$Q = Q_n + Q_{\gamma}^{\text{мгнов}} \cdot K \quad (4),$$

где K – корректировочный множитель, учитывающий вклад запаздывающего гамма-излучения. Корректировочный множитель по определению равен:

$$K = \frac{Q_{\gamma}}{Q_{\gamma}^{\text{мгнов}}}, \quad (5)$$

Для приближённых расчётов рекомендовано значение множителя $K = 1,55$.

В **четвертой главе** описаны экспериментальные и расчётные исследования, позволившие протестировать разработанную методику для современного состояния реактора и, затем, адаптировать и применить её для разработки и сопровождения программ реакторных испытаний различных материалов и элементов а.з. перспективных РБН. Кроме того, проведены расчётные исследования полей гамма-квантов, позволившие определить закономерности пространственного распределения радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60.

С целью обоснования возможности обеспечения требуемых температурных условий при облучении различных материалов в реакторе БОР-60 был проведён методический эксперимент.

Для проведения экспериментальных исследований были выбраны два материала – сталь 12Х18Н10Т и гидрид гафния (HfH_x). Данные материалы принципиально отличаются друг от друга по своим свойствам:

1. Сталь – основной конструкционный материал для РБН.
2. Гидрид гафния – поглотитель нейтронов, содержащий замедлитель.

В качестве среды в ампулах использовались:

1. Натрий – наиболее распространенный и изученный теплоноситель в РБН.
2. Свинец – один из перспективных теплоносителей для РБН.

Для проведения методического эксперимента было разработано специальное ЭУ, которое размещалось в инструментальной ячейке Д23 реактора БОР-60.

Корпусом ЭУ являлся разборный пакет с теплоизоляцией от окружающих ТВС. Во внутренней полости корпуса ЭУ размещалась подвеска из пяти сегментов. В каждом сегменте были предусмотрены каналы для размещения термопар.

На 1-м и 2-м этажах подвески (нижняя часть а.з.) располагались сегменты с образцами гидрида гафния, на 3-м этаже сегмент с натрием и сталью, а на 4-м и 5-м (верхняя часть а.з.) – сегменты со свинцом (см. рисунки 6–8).

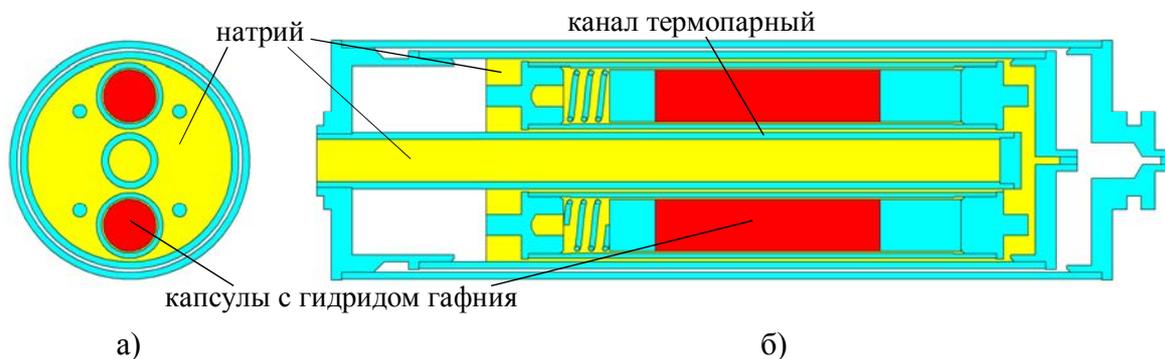


Рисунок 6 – Поперечное (а) и продольное (б) сечения сегментов с гидридом гафния (этажи 1 и 2)

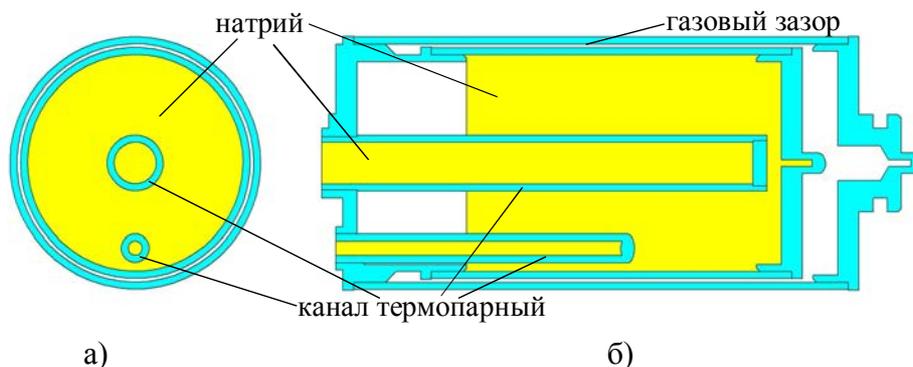


Рисунок 7 – Поперечное (а) и продольное (б) сечения сегмента со сталью и натрием (этаж 3)

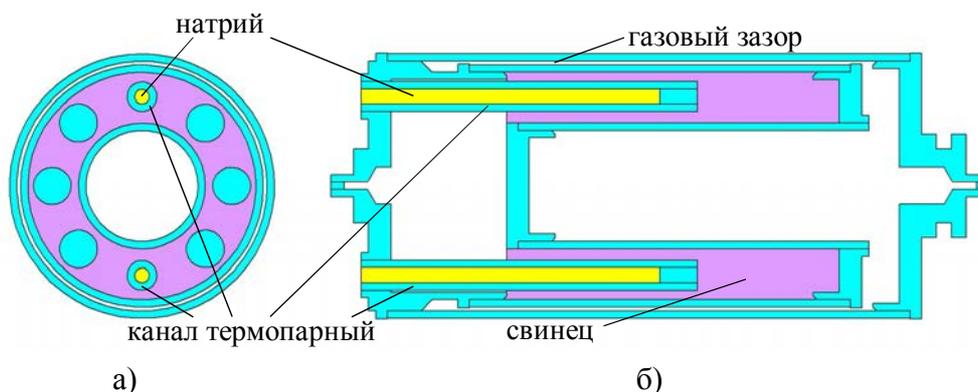


Рисунок 8 – Поперечное (а) и продольное (б) сечения сегментов со свинцом (этажи 4 и 5)

По результатам теплофизического расчёта были определены необходимые размеры теплоизолирующих газовых зазоров и их состав. В таблице 4 приведена краткая информация о сегментах и требования к температурным условиям.

Таблица 4 – Состав сегментов и требуемая температура образцов

Номера сегмента (этаж)	Материал	Среда заполнения	Газ в зазоре	Требуемая температура облучения образцов, °С	Расчётный зазор при $T \sim 20^\circ\text{C}$, мм
1 (низ)	гидрид гафния	Натрий	гелий	500	0,44
2	гидрид гафния	Натрий	гелий	600	0,50
3	натрий	Натрий	гелий	360	0,10
4	стальные образцы	Свинец	гелий	550	0,18
5 (верх)	стальные образцы	Свинец	гелий	550	0,32

Контроль температуры теплоносителя в заданных точках производился термопарами зонда термометрического. Зонд был оснащен 12-ю термопарами, сигналы от которых поступали в информационно-измерительную систему (ИИС) реактора БОР-60.

Методический эксперимент в реакторе БОР-60 продолжался с 22 июня по 8 июля 2010 г., т.е. около 17 дней. Вся необходимая информация (показания термопар в ЭУ, входная температуры натрия, тепловая мощность реактора и др.) записывалась с помощью ИИС реактора БОР-60 (см. рисунок 9).

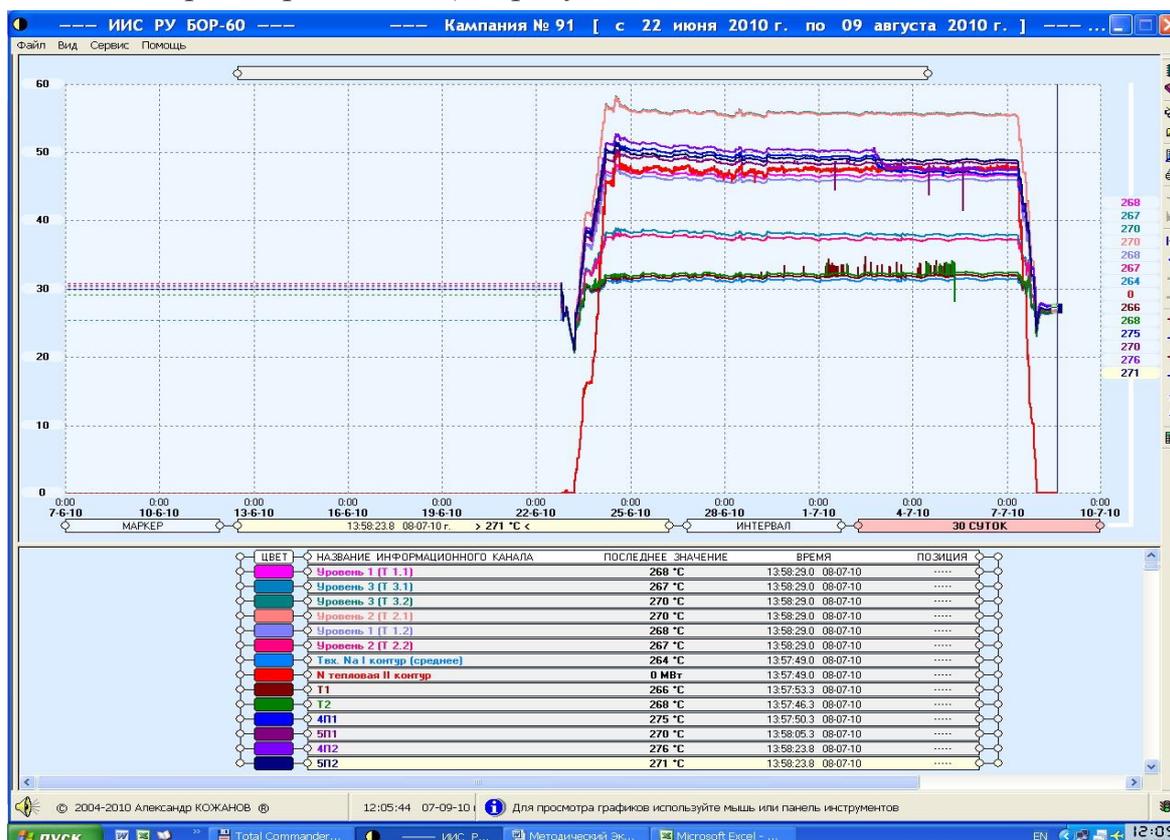


Рисунок 9 – Показания ИИС во время проведения методического эксперимента

В целом в течение эксперимента показания всех термопар в ЭУ оставались стабильными. Исключение: показания термопар 4-го сегмента ЭУ, после 9-ти суток работы реактора на мощности (~48 МВт) в течение 9-ти часов уменьшились на $25\div 30^{\circ}\text{C}$. Столь значительное снижение температуры в сегменте со свинцом произошло из-за разгерметизации теплоизолирующего газового зазора.

В таблице 5 приведены экспериментально измеренные значения температур в ходе эксперимента.

Таблица 5 – Показания термопар ($W_{p-ra} = 48$ МВт)

Этаж	Термопара	Температура, °C	Термопара	Температура, °C
1 (низ)	T1.1	466	T1.2	460
2	T3.2	557	T2.1	555
3	T3.1	380	T2.2	373
4	4П1	483	4П2	490
5 (верх)	5П1	485	5П2	490

После окончания эксперимента были проанализированы различные неточности, допущенные при проведении предварительных расчётов и эксперимента.

Так, эксплуатационные параметры реактора отличались от планируемых. Кроме того, фактические размеры газовых зазоров несколько отличались от рекомендованных. В таблице 6 для каждого сегмента ЭУ приведены рекомендованные и измеренные размеры газовых зазоров, а также погрешности значений температуры, обусловленные неопределённостью толщины зазора (ΔT_3).

Таблица 6 – Размеры теплоизолирующих зазоров по этажам ЭУ ($T \sim 20^\circ\text{C}$)

Этаж	Материал	Требуемая температура, $^\circ\text{C}$	Рекомендованный зазор, мм	Измеренный зазор, мм	ΔT_3 , $^\circ\text{C}$
1	HfH _x в Na	500	0,44	0,45±0,05	±21
2	HfH _x в Na	600	0,50	0,51±0,03	±17
3	Na	360	0,10	0,12±0,05	±22
4	Сталь в Pb	550	0,18	0,18±0,02	±26
5	Сталь в Pb	550	0,32	0,33±0,04	±29

Было решено провести расчёт ЭУ с использованием уточнённых методики и модели реактора с учётом фактических эксплуатационных параметров реактора, а также реальных размеров газовых зазоров.

Следует отметить, что термопары регистрируют температуру в термопарных карманах, а не температуру образцов. Кроме того, при сборке ЭУ термопары занимают высотное положение, несколько отличающееся от проектного (в среднем на 8-10 мм), что оказывает влияние на показания термопар. В таблице 7 приведены расчётные отличия показаний термопар от температуры образцов, обусловленные отличием их расположения относительно центральной оси ОУ ($\Delta T_{\text{т.об.}}$), а также уменьшение показаний термопар (ΔT_{H}) при их смещении на ± 10 мм от заданного высотного положения. Следует отметить, что на 3-м этаже подвески образцы отсутствуют и температура в термопарном кармане сравнивается с температурой натрия.

Таблица 7 – Расчетные отличия температур термопар и образцов

Этаж	Материал	Требуемая температура образцов, $^\circ\text{C}$	$\Delta T_{\text{т.об.}}$, $^\circ\text{C}$	ΔT_{H} , $^\circ\text{C}$
1	HfH _x в Na	500	-(1?3)	4?7
2	HfH _x в Na	600	-(6?9)	7?10
3	Na	360	8?11	8?10
4	Сталь в Pb	550	-(11?15)	6?8
5	Сталь в Pb	550	-(5?7)	3?4

В таблице 8 приведены экспериментальные значения температур на этажах ЭУ, а также расчетные температуры в термопарных каналах, полученные на основе значений тепловыделения в элементах ЭУ, рассчитанных по приближённой и уточнённой методикам. Погрешности расчётных значений определялись с учётом погрешностей исходных данных (тепловая мощность реактора, расход теплоносителя через реактор и ЭУ, масса элементов конструкции ЭУ) и погрешностей расчетных

моделей и методик (модель реактора, методик расчёта тепловыделения и температур в элементах ЭУ):

Таблица 8 – Расчетные и экспериментальные значения температур на этажах ЭУ

Этаж	T, °C (расчет)*	T, °C (расчет)**	T, °C (эксперимент)	
1	490 ± 30	470 ± 30	466 ± 5	460 ± 5
2	570 ± 40	560 ± 40	557 ± 5	555 ± 5
3	373 ± 15	373 ± 15	380 ± 5	373 ± 5
4	510 ± 30	500 ± 30	483 ± 5	490 ± 5
5	520 ± 40	500 ± 30	485 ± 5	490 ± 5

* – расчёт по методике для приближённых расчетов;
 ** – расчёт по уточнённой методике;

Как видно из таблицы, в целом расчётные значения температур на различных этажах ЭУ соответствовали экспериментальным (в пределах погрешности расчета). Максимальные отличия наблюдаются для крайних этажей подвески, что обусловлено снижением точности расчёта с удалением от центра а.з.

Применение уточнённой методики расчёта и скорректированной расчётной модели позволяет получать более точные значения радиационного тепловыделения и, соответственно, температур особенно для элементов ЭУ, расположенных на границах а.з. и ТЗВ. Наибольшие расхождения значений, рассчитанных по уточнённой методике, и экспериментальных данных наблюдаются на крайних этажах подвески и не превышают погрешности расчёта, которая оценивается величиной ~30°C.

Для современного состояния реактора были проведены расчетные исследования поля радиационного тепловыделения от мгновенных и запаздывающих гамма-квантов. Получены радиальные (см. рисунок 10а) и аксиальные (см. рисунок 10б) зависимости радиационного тепловыделения.

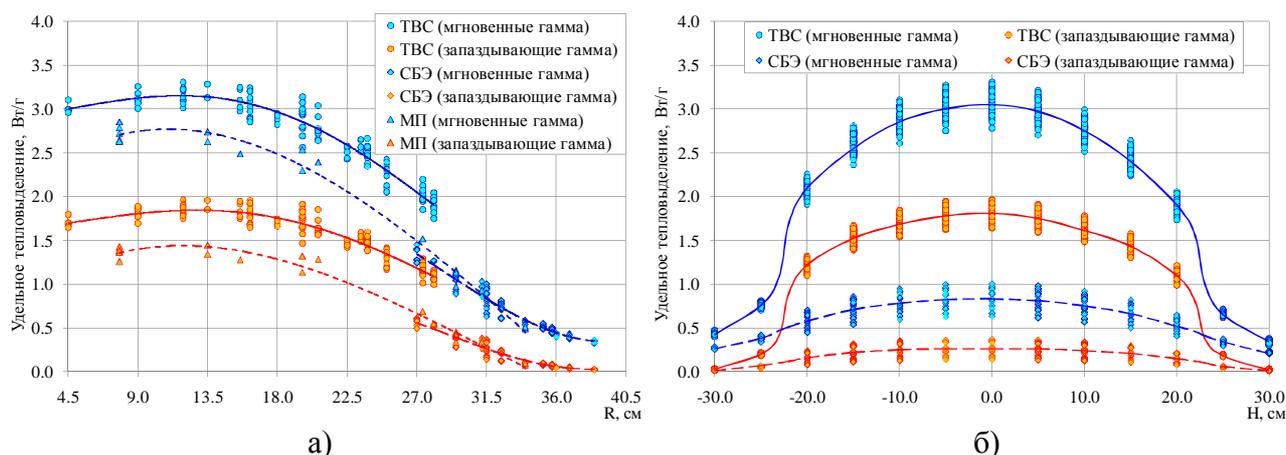


Рисунок 10 – Радиальные и аксиальные распределения удельного тепловыделения в железе от мгновенных и запаздывающих гамма-квантов

Для использования при проведении оперативных оценок тепловыделения получены пространственные распределения множителя K и определены основные закономерности этих распределений. Так, в пределах центральной области а.з. ($R < 20$ см, $-20 < H < 20$ см) множитель K остаётся практически неизменным дляборок одного

типа (для ТВС ~1,58, для МП ~1,52). На границах а.з. значение множителя K снижается и монотонно убывает по мере удаления от а.з. На расстоянии более 10 см от границ а.з. значение множителя K не превышает 1,1.

Для нетопливных сборок, размещённых на радиальной периферии а.з., наблюдается следующая закономерность: значения множителя K тем ниже, чем меньше число штатных ТВС, окружающих сборку. Так, значения множителя K варьируются от 1,29 ? 1,35 (1 ТВС в окружении) до 1,49 ? 1,54 (6 ТВС в окружении).

Проведены расчётные исследования по определению вклада запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение в исследуемых топливных композициях. Для этого были созданы четыре модели реактора БОР-60, отличающиеся только составом топлива экспериментальных ТВС. Рассматривалось четыре вида топлива в экспериментальной ТВС (ЭТВС): двуокись урана, МОХ-топливо на основе плутония оружейного качества, моонитридное уран-плутониевое (UPuN) и металлическое урановое (U-10Zr).

Для уранового топлива варьировалось обогащение топлива по ^{235}U (10%, 20% и 30%), а для уран-плутониевого – массовое содержание плутония (10%, 20% и 30%).

Поскольку вклад запаздывающего гамма-излучения в центре и на периферии а.з. различен, для каждой ЭТВС рассматривалось три положения в реакторе БОР-60 – во 2-м, 4-м и 7-м рядах (см. рис. 1). Во избежание взаимного влияния ЭТВС моделировались в ячейках реактора, отделённых друг от друга как минимум двумя рядами сборок.

Основная информация о составе и расположении всех моделируемых ЭТВС приведена в таблице 9.

Таблица 9 – Состав и расположение моделируемых ЭТВС

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

Все моделируемые ЭТВС имели идентичную конструкцию и содержали 7 твэлов, размещённых в треугольной решётке (см. рисунок 11).

Корпус ЭТВС – двойной шестигранный чехол, пространство между стенками чехла заполнено газом для уменьшения теплообмена между испытываемыми твэлами и окружающими штатными ТВС.

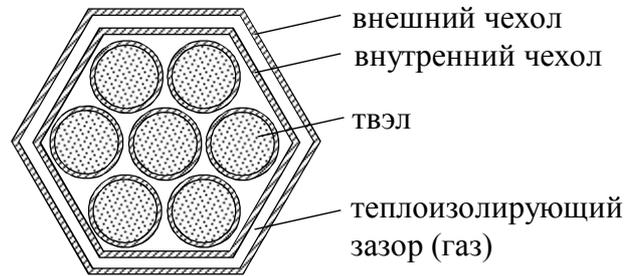


Рисунок 11 – Поперечное сечение ЭТВС (7 твэл)

Внешний диаметр оболочек твэлов равен 12,0 мм, а их толщина 0,4 мм. Высота топливного сердечника твэла – 45 см. Эффективная плотность оксидного топлива принималась равной 9,0 г/см³, а нитридного и металлического – 12,0 г/см³ (с учётом зазоров и пористости). Каждый твэл разбивался по высоте на 9 расчётных слоёв, т.е. в каждой ЭТВС было 63 расчётных топливных ячейки. Во всех расчётных слоях для каждой ЭТВС рассчитывались составляющие тепловыделения от нейтронов, мгновенных и запаздывающих гамма-квантов.

В таблице 10 для каждой ЭТВС приведены значения максимального (по 63-м расчётным ячейкам) вклада запаздывающего гамма-излучения от продуктов деления ЯТ в суммарное тепловыделение (δ), определённые по формуле:

$$\delta = \max \left(\frac{Q_{\gamma}^{\text{запазд}}}{Q_{\text{sum}} - Q_{\gamma}^{\text{запазд}}} \right) \cdot 100\% \quad (6)$$

Таблица 10 – Максимальный вклад запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение

Тип ЭТВС	Ряд а.з.	δ , %			
		UO ₂	MOX	UPuN	U-10Zr
1	2	6,5	5,9	5,4	6,2
	4	6,6	6,0	5,5	6,3
	7	5,8	5,3	5,0	5,6
2	2	4,8	4,2	3,9	4,6
	4	5,0	4,4	4,1	4,8
	7	4,2	3,8	3,6	4,2
3	2	4,0	3,4	3,3	3,9
	4	4,0	3,5	3,3	3,9
	7	3,6	3,2	3,1	3,6

Полученные результаты позволяют сделать выводы о том, что вклад запаздывающего гамма-излучения в тепловыделение:

- 1) снижается с увеличением обогащения топливной композиции, независимо от типа топлива;
- 2) заметно ниже в ЭТВС, расположенных на периферии а.з., нежели в ЭТВС, расположенных ближе к центру а.з., что отмечалось и для нетопливных ОУ;
- 3) в уран-плутониевом топливе ниже, чем в урановом топливе, поскольку деление ядер ²³⁹Pu сопровождается выделением большего количества тепла, по сравнению с делением ²³⁵U.

Результаты проведённых исследований показывают, что пренебрежение запаздывающим гамма-излучением от продуктов деления ядер топлива может привести к недооценке тепловыделения в экспериментальных твэлах до 7 %.

Разработанная автором методика расчёта радиационного тепловыделения успешно применялась на стадии проектирования конструкции различных ОУ, предназначенных для испытаний в реакторе БОР-60 макетов тепловыделяющих и поглощающих элементов, рабочих источников нейтронов, оболочек твэлов и образцов сталей для перспективных РБН.

Методика применена при обосновании выбора и разработке компоновочных и конструктивных решений активной зоны реактора МБИР. С применением этой методики рассчитывались значения тепловыделения в различных элементах а.з., а также в отработавших ТВС внутриреакторного хранилища (ВРХ), сборках защиты ВРХ и окружающих сборок бокового экрана.

Предложенная методика использовалась при расчётном обосновании новых типов ОУ реактора БОР-60: ОУ с твэльным подогревом и ЭТВС с замедлителем. Эксперименты подтвердили высокую точность проведённых расчётов.

Методика рекомендуется для расчётов тепловыделения в облучательных и экспериментальных устройствах; сборках БЭ, расположенных вблизи ТВС а.з.; рабочих органах СУЗ; пакетах для наработки радионуклидов; экспериментальных ТВС, топливо которых имеет низкое обогащение (относительно штатного топлива реактора БОР-60).

В общем случае методика пригодна для расчётов тепловыделения в любых пакетах и материалах РБН. Однако при расчётах тепловыделения в штатном топливе реактора применение данной методики не даёт заметного эффекта, поскольку вклад радиационного тепловыделения в этом случае не превышает 3%.

Основные результаты и выводы

1. В результате проведённых автором сбора и анализа информации о методах и результатах определения радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 выявлены несоответствия между расчётными и экспериментальными значениями (в активной зоне $\sim 34\div 43\%$, на границе а.з. $\sim 20\div 28\%$) тепловыделения в нетопливных материалах. Основной причиной наблюдаемых расхождений является систематическая ошибка в расчётных данных, являющаяся результатом недооценки тепловыделения вследствие пренебрежения запаздывающим гамма-излучением от продуктов деления ядер топлива.

2. Разработана методика расчётного определения мощности радиационного тепловыделения в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах, основанная на методе Монте-Карло и реализованная на базе прецизионного расчётного кода MCSU-RR. Методика учитывает основные компоненты поглощённой энергии реакторного излучения, включая запаздывающее гамма-излучение от продуктов деления ЯТ реактора. Предложена методика для оперативных оценок мощности радиационного теп-

ловыделения в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах, позволяющая значительно снизить время расчёта.

3. Создана расчетная модель уникального эксперимента по определению радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60, проведенного в 1977 г., учитывающая последовательность и длительность проведения эксперимента. Тестирование предложенной методики с использованием полученных в данном эксперименте данных показало, что её применение позволяет уменьшить ранее наблюдавшиеся расхождения между расчётными и экспериментальными данными до приемлемых величин (в а.з. менее 13%, на границе а.з. и за её пределами в среднем до ~15%).

4. Предложенная методика протестирована путём сравнения результатов расчёта с результатами методического эксперимента по определению температур в специально разработанном устройстве, содержащем сегменты различного материального состава. Получено хорошее согласие расчётных и экспериментальных данных (в пределах погрешности).

5. Проведены расчётные исследования полей мгновенных и запаздывающих гамма-квантов в реакторе БОР-60, в результате которых изучены основные закономерности их пространственного распределения. Для оперативных оценок радиационного тепловыделения определены зависимости множителя K от координат и числа ТВС в ближайшем окружении.

6. Разработанная методика внедрена и активно применяется для планирования и проведения испытаний различных материалов и изделий из них в реакторе БОР-60.

Основные публикации по теме диссертации

Публикации в изданиях, рекомендованных ВАК России:

1. Варивцев, А.В. Расчетно-экспериментальные исследования радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 / А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина и др. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика – 2012. – Вып. 1 – С. 91–98.
2. Варивцев, А.В. Расчётно-экспериментальные исследования радиационного тепловыделения в боковом экране реактора БОР-60 / А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика – 2013. – Вып. 3 – С. 110–116.
3. Варивцев, А.В. Особенности расчётного определения тепловыделения в оксидном ядерном топливе при испытаниях в реакторе БОР-60 / А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков // Известия высших учебных заведений. Сер. Ядерная энергетика – 2014. – Вып. 4 – С. 52–59.

Публикации в изданиях, входящих в международные системы цитирования:

1. Varivtsev, A.V. Improved Method for Calculating the Radiation Heat Generation in the BOR-60 Reactor / A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov // Physics of Atomic Nuclei – 2014. – Vol.77, No.14 – P. 1664–1670.
2. Varivtsev, A.V. Testing the Improved Method for Calculating the Radiation Heat Generation at the Periphery of the BOR-60 Reactor Core / A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov // Physics of Atomic Nuclei – 2014. – Vol. 77, No. 14 – P. 1671–1676.

Публикации в изданиях по перечню РИНЦ:

1. Варивцев, А.В. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование температурных условий облучения конструкционных материалов в реакторе БОР-60 / А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, А.Н. Козолуп, Н.С. Погляд, Д.Я. Вострецов // Известия Самарского научного центра РАН – 2012. – т. 14, №4(4) – С. 990–995.
2. Варивцев, А.В. Расчетные исследования энерговыделения в нитридном и металлическом ядерном топливе, испытываемом в реакторе БОР-60 / А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов – 2015. – Вып. 1 – С. 17–21.

Материалы конференций:

1. Варивцев, А.В. Расчетно-экспериментальные исследования радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60 / А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, О.В. Ишунина и др. // Сб. 9-ой Курчатовской молодежной научной школы. – Москва: 2011. – С. 18–24.
2. Варивцев, А.В. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование температурных условий облучения конструкционных материалов реакторе БОР-60 / А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, Н.С. Погляд и др. // Сб. тезисов всероссийской научной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях». – Димитровград: 2011. – С. 195–196.
3. Варивцев, А.В. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование температурных условий облучения конструкционных материалов реакторе БОР-60 / А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, Н.С. Погляд и др. // Сб. докладов ежегодного межвежомственного семинара «Нейтроника-2012». – Обнинск: 2013. – С. 16–20.
4. Варивцев, А.В. Расчетно-экспериментальное обоснование возможности обеспечения температурных условий при облучении конструкционных материалов в реакторе БОР-60 / А.В. Варивцев, С.Г. Еремин, И.Ю. Жемков и др. / Сб. 11-й Курчатовской молодежной научной школы [Электронный ресурс]. – Москва: 2013. – С1-03 (CD-ROM).
5. Варивцев, А.В. Расчетно-экспериментальное обоснование возможности обеспечения температурных условий при облучении конструкционных материалов в реакторе БОР-60 / А.В. Варивцев, С.Г. Еремин, И.Ю. Жемков и др. / Сб. докладов X международной конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград: 2013. – С. 826–834.
6. Varivtcev, A.V. Calculated and experimental justification of a possibility to provide temperature conditions for structural materials irradiated in reactor BOR-60 / A.V. Varivtcev, S.G. Eremin, I.Yu. Zhemkov et al. // Transactions of European research reactor conference (RRFM-2013). – 2013. – P. 550–563.
7. Варивцев, А.В. Реактор БОР-60 – база для испытаний материалов в обоснование инновационного развития ядерной энергетики / Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Ижutow А.Л. и др. // Сб. тезисов конференции «Новые материалы для инновационного развития атомной энергетики». – Димитровград: 2014. – С. 50–52.