

<https://doi.org/10.52676/1729-7885-2026-3-103-112>
УДК 621.039.53

ВОСПРОИЗВЕДЕНИЕ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ТОПЛИВА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВАХ РЕАКТОРА ИГР

Д.М. Секен^{1,2*}, А.С. Сураев^{1,2}, О.М. Жанболатов¹, Р.А. Иркимбеков¹, Н.Е. Мухамедов^{1,2}

¹Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

²Шәкарім университет, Семей, Казахстан

E-mail для контактов: seken@nnc.kz

В работе представлены результаты расчетного нейтронно-физического моделирования облучательных устройств ID-M и WF с топливом реакторов ВВЭР-1000, APR-1400 и HPR-1000, размещаемых в центральном экспериментальном канале реактора ИГР. С использованием программного комплекса MCNP выполнены расчеты уран-водного соотношения, распределений удельного энерговыделения в твэлах и средней удельной мощности по высоте активной части топлива. Проведен анализ влияния конструктивных особенностей одностенных и двустенных облучательных устройств на нейтронно-физические характеристики топлива. Установлено, что применение облучательного устройства ID-M приводит к снижению среднего уровня удельного энерговыделения приблизительно на 45% по сравнению с устройством WF. Сопоставление расчетных характеристик облучательных устройств с параметрами реакторов ВВЭР-1000, APR-1400 и HPR-1000 показало возможность воспроизведения в реакторе ИГР, в течение 100–200 с, уровней энерговыделения, характерных для эксплуатации топлива энергетических реакторов. Полученные результаты могут быть использованы при подготовке внутриреакторных испытаний перспективного ядерного топлива, оценке тепловых режимов и обеспечении безопасности экспериментальных исследований.

Ключевые слова: нейтронно-физическое моделирование, облучательные устройства, ИГР, энергетический реактор, энерговыделение, удельная мощность, MCNP.

ВВЕДЕНИЕ

Развитие современных ядерных технологий требует проведения экспериментальных исследований, направленных на обоснование безопасности и работоспособности перспективного ядерного топлива в условиях, максимально приближенных к условиям эксплуатации в энергетических реакторах. Одним из ключевых этапов подготовки внутриреакторных экспериментов является расчетное нейтронно-физическое моделирование режимов испытаний. Для этого выполняется разработка и верификация нейтронно-физических моделей облучательных устройств, предназначенных для размещения образцов топлива в исследовательских реакторах. Корректность таких моделей определяет достоверность расчетного обоснования режимов облучения, оценку тепловых нагрузок на элементы экспериментального устройства и безопасность проведения реакторных испытаний.

В настоящее время интерес представляет развитие базы внутриреакторных испытаний топлива в различных режимах, что позволяет говорить об актуальности моделирования облучательных устройств, содержащих ядерное топливо энергетических реакторов, таких как ВВЭР-1000, APR-1400 и HPR-1000. Данные энергетические реакторы относятся к наиболее распространенным проектам современной атомной энергетики и отличаются геометрией топливных сборок,

конструкционными материалами и нейтронно-физическими характеристиками.

Целью работы является валидация разработанных нейтронно-физических моделей облучательных устройств с топливом из диоксида урана реакторов ВВЭР-1000, APR-1400 и HPR-1000, размещенных в реакторе ИГР [1]. В качестве объектов моделирования были выбраны современные водо-водяные энергетические реакторы, разработанные соответственно в России, Южной Корее и Китае. Данные реакторные установки отличаются конструкцией топливных сборок и уран-водным соотношением, что позволяет оценить возможности реактора ИГР по воспроизведению условий эксплуатации топлива этих энергетических реакторов, в частности, в аварийных и переходных режимах. В качестве исследуемого топлива рассматривались твэлы с диоксидом урана (UO_2), характерные для указанных энергетических реакторов. Нейтронно-физические модели были разработаны для одностенных и двустенных облучательных устройств. В программном комплексе MCNP выполнены расчеты, направленные на оценку возможности воспроизведения в реакторе ИГР условий облучения, характерных для энергетических реакторов, при этом оценивались значения уран-водного соотношения, определялись распределения удельного энерговыделения и средней удельной мощности в твэлах [2]. Расчеты проводились на основе разработанных нейтронно-физических

моделей облучательных устройств [3]. Валидация моделей осуществлялась путем сопоставления расчетных характеристик экспериментальных устройств с параметрами, характерными для активных зон энергетических реакторов. Полученные результаты позволяют оценить степень соответствия условий облучения в реакторе ИГР условиям эксплуатации топлива в энергетических реакторах и обосновать режимы проведения внутриреакторных испытаний.

1 НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ МОДЕЛИ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ

1.1 Конструктивные параметры облучательных устройств

При проведении экспериментальных исследований на реакторе ИГР приоритетное значение имеют требования ядерной и радиационной безопасности. Одним из ключевых условий является использование одностенного или двустенного облучательного устройства (ОУ) в центральном экспериментальном канале (ЦЭК) реактора, которое служит физическим барьером между топливными элементами ОУ и неподвижной ампулой (НА-228), штатно установленной в ЦЭК.

Неподвижная ампула обеспечивает герметизацию газовой полости реактора и защищает объекты ис-

пытаний от теплового воздействия кладки активной зоны. Помимо неподвижной ампулы применяют извлекаемые облучательные устройства, состоящие из топливной секции и конструктивных элементов. В зависимости от условий эксперимента используют одностенные или двустенные облучательные устройства, конструктивные элементы которых изготавливаются из реакторной стали марки 12Х18Н10Т.

Конструктивно одностенное ОУ представляет собой сварную цилиндрическую конструкцию, включающую обечайку корпуса, фланец и эллиптическое днище. Геометрические размеры составляют 4249×316 мм; наружный диаметр обечайки в области активной зоны равен 215 мм, а за пределами активной зоны – 219 мм. Внутренний диаметр обечайки составляет 199 мм. Основной функцией ОУ является локализация расплава и удержание тепловой энергии, возникающего внутри ее объема под воздействием внутренних факторов, а также предотвращение теплового воздействия от внутренних элементов на неподвижную ампулу реактора НА-228. Общий вид одностенного ОУ представлен на рисунке 1.

Двустенное ОУ (рисунок 1) предназначено для энергонапряженных реакторных пусков, в которых содержится значительное количество ядерного топлива. При необходимости обеспечения герметичной среды

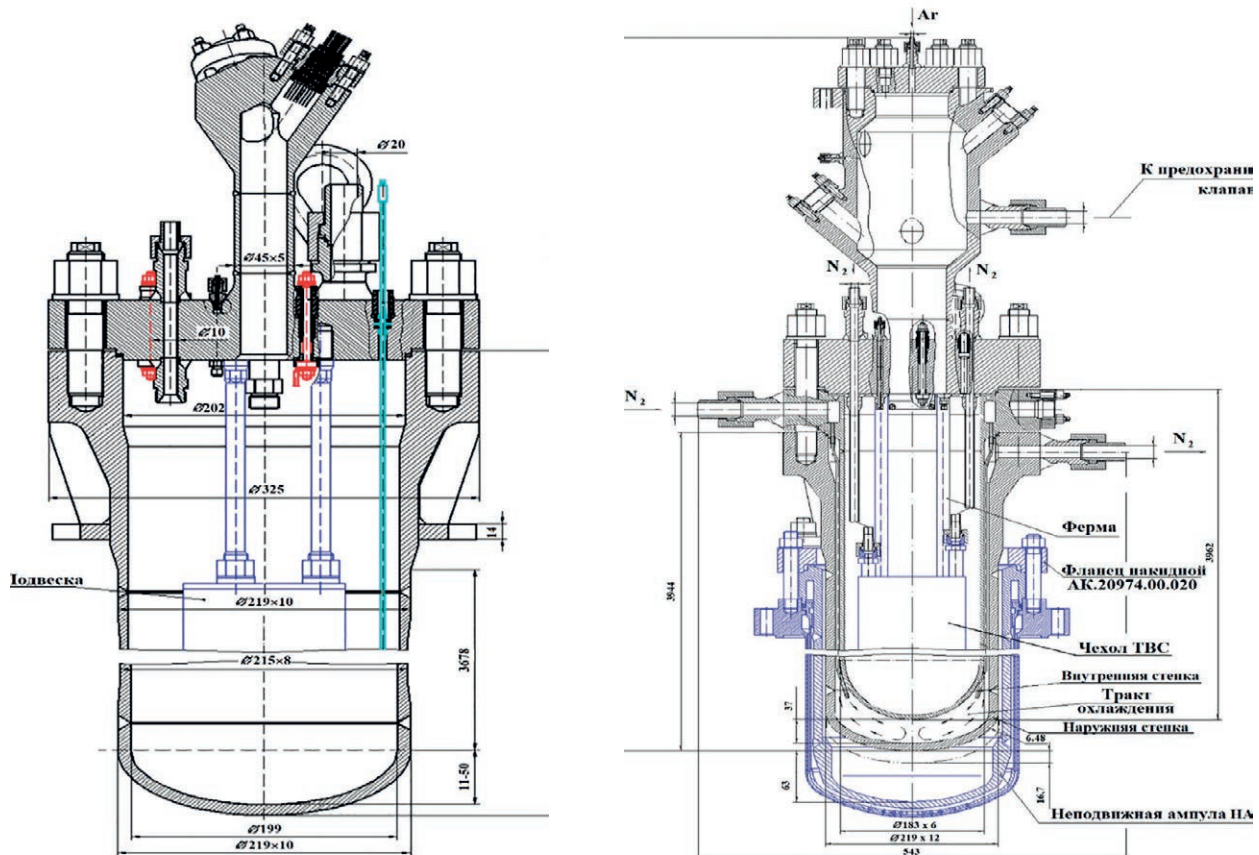


Рисунок 1. Облучательные устройства (экспериментальное топливо не показано)

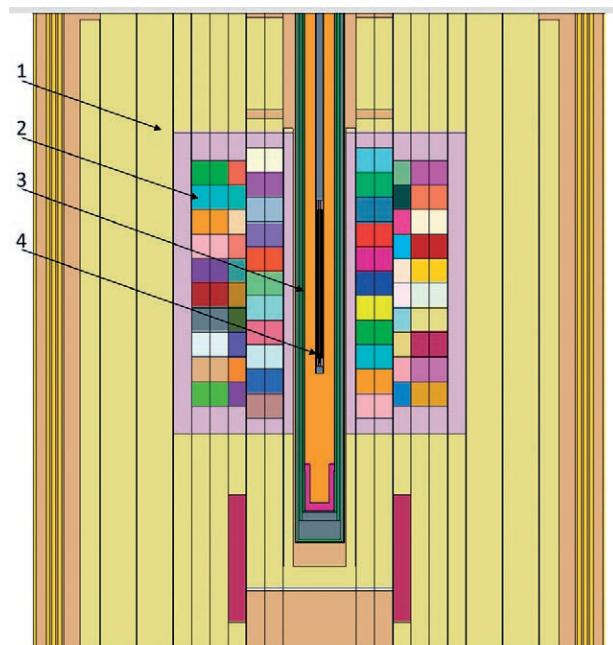
внутри устройства, оно комплектуется специальной крышкой, оснащенной герметичными разъемами и каналами для подключения к системам реактора. Также возможно размещение внутри ОУ дополнительного защитного корпуса с ловушкой расплава в случае предполагаемого или ожидаемого расплавления топливных и конструктивных элементов.

Разница между двустенным и одностенным ОУ заключается в том, что двустенное ОУ имеет дополнительную внутреннюю стенку, формирующую замкнутое межстенное пространство, которое используется как защитная или разгрузочная полость, тогда как в одностенном ОУ эта внутренняя стенка отсутствует, и область, соответствующая межстенному зазору, представляет собой просто заполненный воздухом объем без механически оформленной стенки.

1.2 Нейтронно-физические модели облучательных устройств

Выполнено нейтронно-физическое моделирование трех водо-водяных энергетических реакторов различного поколения и конструктивного исполнения: ВВЭР-1000, APR-1400 и HPR-1000 [4-7]. Выбор указанных реакторов обусловлен их широкой распространенностью, а также отличиями в геометрии активной зоны, типе топливных сборок и материалах конструктивных элементов.

Реактор ВВЭР-1000 представляет собой типичный корпусной водо-водяной реактор с гексагональной геометрией топливных сборок, характерной для реак-



1 – отражатель, 2 – графитовые блоки, 3 – стальная обечайка, 4 – топливная сборка

Рисунок 2. Общий вид нейтронно-физической модели облучательного устройства и реактора ИГР

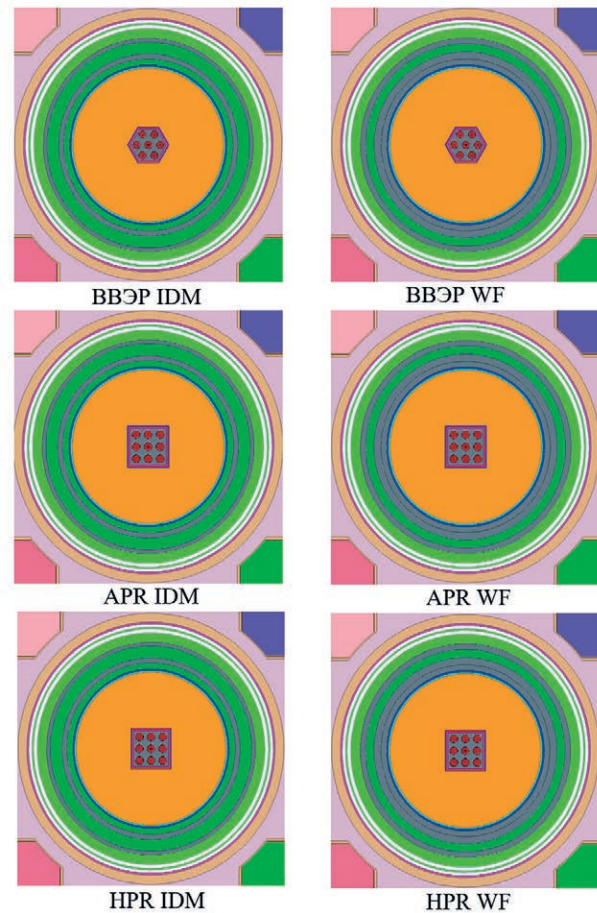


Рисунок 3. Нейтронно-физические модели ОУ

торов российского дизайна. Такая компоновка активной зоны обеспечивает равномерное распределение нейтронного потока и эффективное использование топлива.

Реактор APR-1400 относится к реакторам поколения III+ и является развитием классических PWR с квадратной решеткой размещения твэлов. Отличительной особенностью данного реактора является оптимизированная геометрия топливной сборки, направленная на повышение тепловой мощности и топливной эффективности.

Реактор HPR-1000 (Hualong One) также относится к современным PWR-реакторам поколения III+ и сочетает в себе решения, применяемые в западных и азиатских проектах.

Для всех реакторов расчетные модели были реализованы в программном комплексе MCNP6.2 (рисунок 2, 3) с учетом геометрических параметров и материальных характеристик (таблица 1). Сравнительный подход к моделированию обеспечивает возможность анализа влияния конструктивных и топливных особенностей на основные нейтронно-физические параметры реакторов.

ВОСПРОИЗВЕДЕНИЕ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ТОПЛИВА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВАХ РЕАКТОРА ИГР

Таблица 1. Исходные данные для расчетов

Параметр	Значение		
Реактор	ВВЭР-1000 [4]	APR-1400 [6]	HPR-1000 [7]
Материал оболочки твэла	Э110	Zircaloy-4	Zircaloy-4
Плотность оболочки твэла	6515 кг/м ³	6550 кг/м ³	6550 кг/м ³
Высота оболочки твэла	900 мм		
Внутренний радиус оболочки твэла	3,9 мм	4,1873 мм	4,18 мм
Толщина стенки оболочки твэла	0,65 мм	0,5625 мм	0,57 мм
Материал топлива	UO ₂		
Плотность топлива	10400 кг/м ³	10310 кг/м ³	10310 кг/м ³
Обогащение по ²³⁵ U	3,3%	3,64 %	3,1%
Внешний радиус топливной таблетки	3,765 мм	4,09575 мм	4,01 мм
Радиус центрального отверстия таблетки	0,7 мм	–	–
Длина столба топливных таблеток	800 мм		
Форма чехла ТВС	Правильный шестиугольник	Квадрат	Квадрат
Количество твэл в ТВС	7	9	9
Высота чехла ТВС	1000 мм		
Материал стального чехла	Сталь 12Х18Н10Т		
Размер стального чехла	r = 17,5 мм	40 × 40 мм	40 × 40 мм
Толщина стенки стального чехла	2 мм		
Плотность стали	7920 кг/м ³		
Материал графитового чехла	Графит		
Размер графитового чехла	r = 19,5 мм	44 × 44 мм	44 × 44 мм
Схема размещения твэлов	Треугольная	Квадратная	Квадратная
Шаг между осями твэлов	12,75 мм	12,852 мм	12,6 мм

1.3 Уран-водное соотношение

Уран-водное отношение (модерирующее отношение) является определяющим параметром при проектировании активных зон водо-водяных энергетических реакторов, таких как ВВЭР-1000, APR-1400 и HPR-1000. В инженерной практике оно чаще всего выражается как объемное отношение теплоносителя к топливу ($V(H_2O) / V(UO_2)$), которое для современных установок поколения III/III+ поддерживается в диапазоне 1,9–2,1. Данный показатель критически важен для обеспечения «недозамедленного» состояния решетки твэлов, что гарантирует отрицательное значение температурного коэффициента реактивности. Это означает, что при случайном перегреве и снижении плотности воды интенсивность цепной реакции падает естественным образом, обеспечивая внутреннюю самозащищенность реакторной установки.

С физической точки зрения выбор оптимального значения представляет собой компромисс между эффективностью замедления нейтронов и экономическими показателями топливного цикла. Избыток замедлителя (перезамедленная решетка) может привести к неустойчивости реактора, в то время как его дефицит ухудшает использование топлива и требует более высокого обогащения по ²³⁵U.

В реакторах ВВЭР-1000 за счет плотной гексагональной упаковки твэлов достигается компактность активной зоны при сохранении расчетного отношения

около 1,9, что позволяет эффективно сжигать топливо при высокой энергонапряженности. В свою очередь, в проектах APR-1400 и HPR-1000 с квадратной матрицей расположения твэлов значения смещены ближе к 2,0–2,1. В процессе эксплуатации реактора массовое уран-водное соотношение не остается постоянным, существенно изменяясь при переходе от «холодного» состояния к рабочим параметрам. При нагреве воды до 300–320°C (573–593 K) ее плотность снижается почти на 30%, что приводит к соответствующему уменьшению массы замедлителя в активной зоне при неизменной массе загруженного диоксида урана. Этот эффект учитывается при детальном профилировании обогащения и размещении поглотителей, позволяя поддерживать стабильный профиль энерговыделения на протяжении всей топливной кампании.

Принимая во внимание данный параметр, было оценено водно-топливное соотношение для разработанных облучательных устройств (таблица 2). В таблице 3 представлены результаты сравнения данного параметра с известными значениями.

Таблица 2. Уран-водное соотношение в ОУ

Параметр	ОУ ВВЭР-1000	ОУ APR-1400	ОУ HPR-1000
Объем топлива, м ³	0,24	0,38	0,36
Объем воды, м ³	0,48	0,77	0,77
Уран-водное соотношение	2,01	2,03	2,12

Таблица 3. Сравнение уран-водного соотношения

Параметр	ВВЭР-1000	APR-1400	НР-1000
Уран-водное соотношение в модели ОУ	2,01	2,03	2,12
Уран-водное соотношение по литературным данным [4-7]	1,9	2,0	2,0
Δ , %	5,47	1,47	5,66

Анализ уран-водного соотношения, полученного в рассматриваемых моделях облучательных устройств, говорит о том, что данные значения находятся в пределах рекомендованного диапазона. Это позволяет говорить о том, что по данному параметру разработанные модели ОУ хорошо валидируются и могут применяться для проведения расчетных исследований.

2 РАСЧЕТ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ

Нейтронно-физические расчеты выполнены с использованием программного комплекса MCNP6.2 [2] и библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-VII [8]. Расчеты проводились методом Монте-Карло для разработанных трехмерных моделей экспериментальных устройств и реактора ИГР.

Были выбраны следующие условия нейтронно-физических расчетов: общее количество нейтронов

составило 50 000 000, начальное значение коэффициента размножения нейтронов принято равным 1,00. Для достижения стационарного режима было пропущено 50 начальных циклов, после чего проведено 150 итерационных циклов моделирования. Полученная погрешность расчета k_{eff} составила $\pm 0,000018$, что соответствует относительной ошибке $\pm 0,0018\%$ и является хорошим уровнем точности для результатов нейтронно-физических расчетов с использованием метода Монте-Карло. Расчет энерговыделения проводился с помощью tally функционалов, погрешность расчета энерговыделения составила $\pm 5,1\%$.

На основе разработанных нейтронно-физических моделей были проведены расчеты распределения удельного энерговыделения для твэлов реакторов энергетического типа в составе облучательных устройств ID-M и WF, расположенных в центральном экспериментальном канале реактора ИГР. В ходе расчетов получена зависимость удельного энерговыделения от высоты активной части твэла, что позволило оценить характер неравномерности энерговыделения и влияние отражающих и поглощающих свойств материалов облучательных устройств. На рисунке 4 представлена схема размещения и нумерации твэлов в нейтронно-физических моделях ОУ.

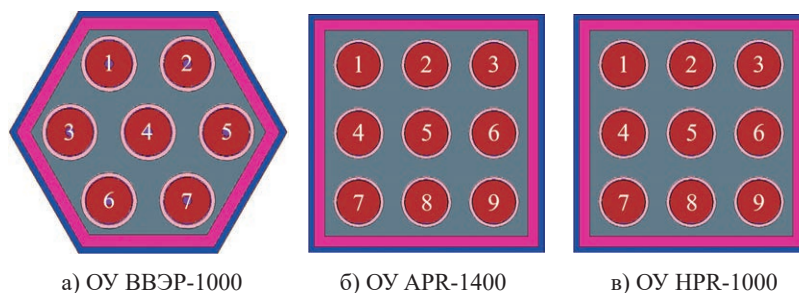


Рисунок 4. Схема размещения твэлов в ОУ

На рисунках 5–7 представлено распределение удельного энерговыделения по высоте ТВС. По результатам расчетов установлено, что центральный твэл характеризуется наименьшими значениями удельного

энерговыделения по сравнению с периферийными твэлами. Количественные характеристики, включая средние, максимальные и минимальные значения удельного энерговыделения, приведены в таблице 4.

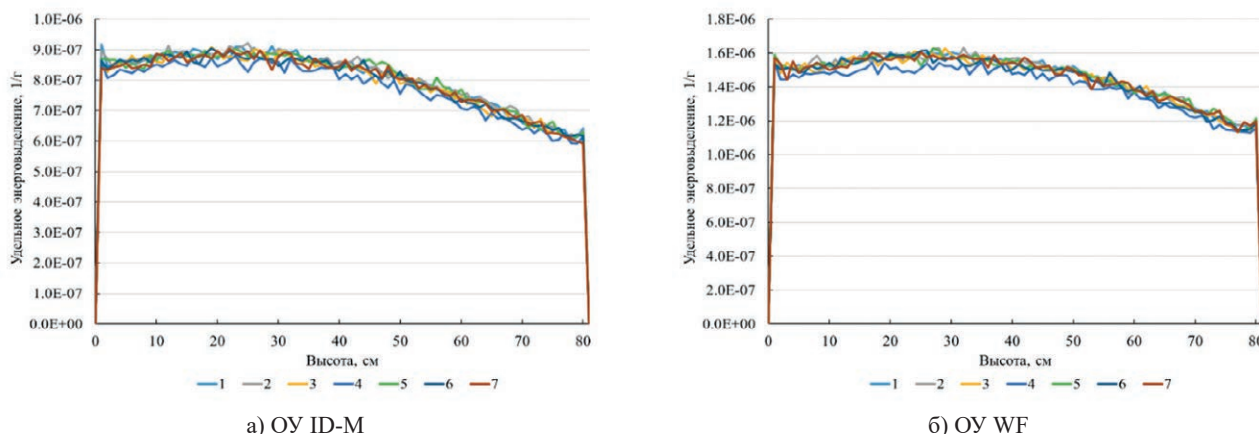
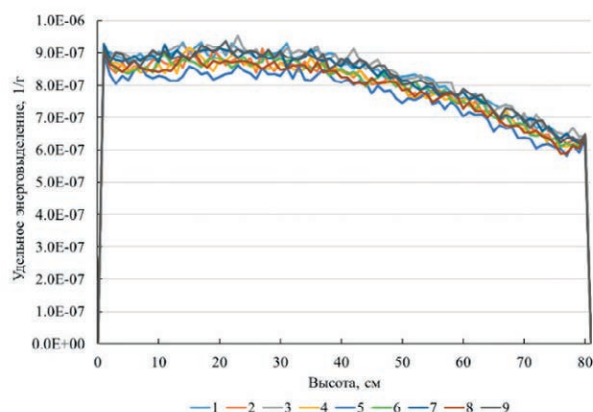
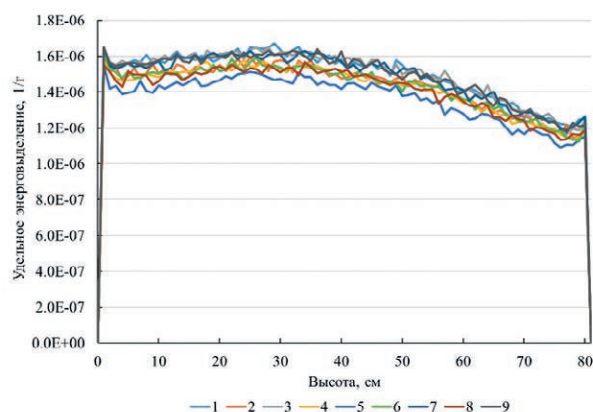


Рисунок 5. Распределение удельного энерговыделения твэлов реактора ВВЭР-1000, размещенных в облучательных устройствах ID-M и WF, в активной зоне реактора ИГР

ВОСПРОИЗВЕДЕНИЕ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ТОПЛИВА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВАХ РЕАКТОРА ИГР

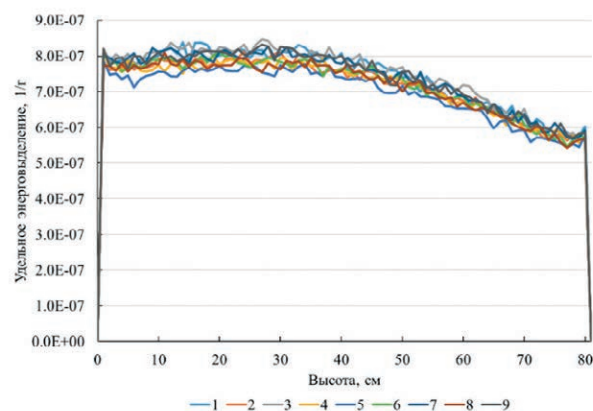


а) ОУ ID-M

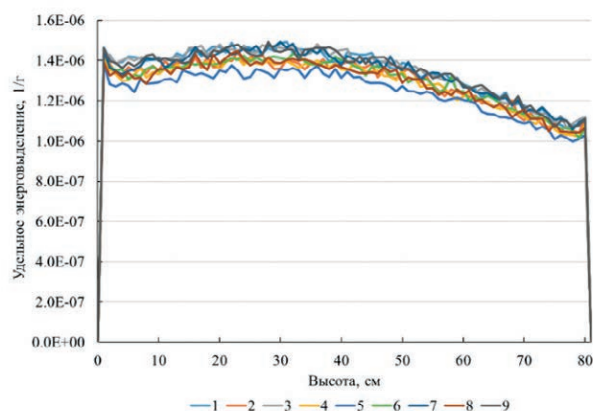


б) ОУ WF

Рисунок 6. Распределение удельного энерговыделения твэлов реактора APR-1400, размещенных в облучательных устройствах ID-M и WF, в активной зоне реактора ИГР



а) ОУ ID-M



б) ОУ WF

Рисунок 7. Распределение удельного энерговыделения твэлов реактора HPR-1000, размещенных в облучательных устройствах ID-M и WF, в активной зоне реактора ИГР

Таблица 4. Сравнение удельного энерговыделения для различных типов облучательных устройств

Реактор	ОУ	W _{ср} , 1/г	W _{макс} , 1/г	W _{мин} , 1/г
ВВЭР-1000	ID-M	$7,8 \times 10^{-7}$	$8,92 \times 10^{-7}$	$6,2 \times 10^{-7}$
	WF	$1,42 \times 10^{-6}$	$1,58 \times 10^{-6}$	$1,15 \times 10^{-6}$
APR-1400	ID-M	$7,87 \times 10^{-7}$	$9,08 \times 10^{-7}$	$6,09 \times 10^{-7}$
	WF	$1,42 \times 10^{-6}$	$1,61 \times 10^{-6}$	$1,17 \times 10^{-6}$
HPR-1000	ID-M	$7,11 \times 10^{-7}$	$8,07 \times 10^{-7}$	$5,65 \times 10^{-7}$
	WF	$1,28 \times 10^{-6}$	$1,43 \times 10^{-6}$	$1,05 \times 10^{-6}$

Как следует из данных таблицы 4, использование ОУ ID-M приводит к снижению среднего уровня удельного энерговыделения примерно на 45% по сравнению с одностенным ОУ WF для всех рассмотренных типов реакторов. Данный эффект обусловлен дополнительным ослаблением нейтронного потока

внутренней стенкой ОУ ID-M. Несмотря на различия в абсолютных значениях энерговыделения, для обоих типов ампул сохраняется характерная форма осевого распределения с максимумом в центральной части активной зоны и снижением к ее границам.

На рисунке 8 показано высотное распределение среднего удельного энерговыделения для топлива реакторов ВВЭР, APR и HPR, размещенных в облучательных устройствах в активной зоне реактора ИГР. Для всех рассмотренных вариантов характерна типичная для тепловых реакторов косинусоидальная форма распределения с максимумом в центральной части активной зоны и снижением энерговыделения к ее границам. Наибольшие значения удельного энерговыделения наблюдаются для твэлов APR и ВВЭР, при этом кривые имеют близкий характер по всей высоте топлива.

ВОСПРОИЗВЕДЕНИЕ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ТОПЛИВА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВАХ РЕАКТОРА ИГР

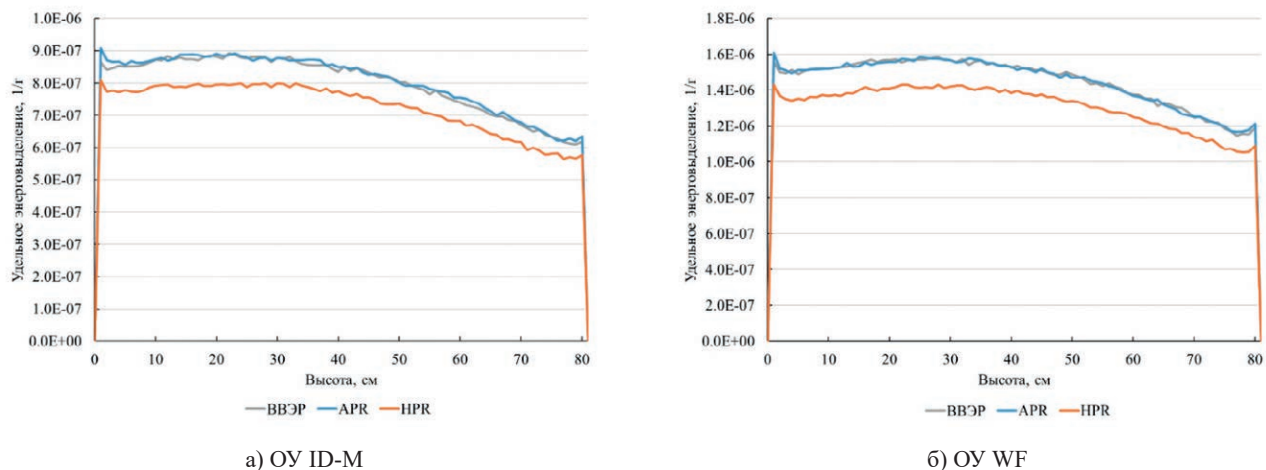


Рисунок 8. Распределение среднего удельного энерговыделения в твэлах, размещенных в облучательных устройствах ID-M и WF

Более низкий уровень удельного энерговыделения в реакторе HPR-1000 по сравнению с ВВЭР-1000 и APR-1400 обусловлен совокупностью нейтронно-физических и конструктивных факторов. Основным из них является более низкое обогащение топлива по ^{235}U (3,1%), что приводит к уменьшению скорости делений и снижению энерговыделения при прочих равных условиях.

Дополнительно влияние оказывает геометрия активной зоны. Отсутствие центрального отверстия в топливной таблетке при меньшем обогащении также снижает удельную плотность делений в объеме топлива. Также, квадратная форма чехла ТВС по сравнению с шестиугольной компоновкой ВВЭР-1000 сопровождается увеличением нейтронных утечек, что особенно проявляется в периферийных частях активной зоны.

3 Валидация

Валидация разработанных моделей проводилась путем сопоставления распределений средней удельной мощности в твэлах, рассчитанных для различных условий их размещения: в активных зонах энергетических реакторов типа ВВЭР-1000, APR-1400 и HPR-1000, а также в облучательных устройствах ID-M и WF, испытываемых в исследовательском реакторе ИГР.

На рисунке 9 представлено рассчитанное аксиальное распределение удельной мощности в твэле, размещенном непосредственно в активной зоне реактора ВВЭР-1000. Характер распределения соответствует типичному для тепловых реакторов профилю: наблю-

дается максимум в центральной части активной зоны и снижение энерговыделения к периферийным областям по высоте, что обусловлено утечками нейтронов и неравномерностью нейтронного потока.

На рисунке 9 приведены результаты расчета распределения удельной мощности в твэлах, размещенных в облучательных устройствах ID-M и WF в активной зоне реактора ИГР. Полученные зависимости демонстрируют схожий характер изменения энерговыделения по высоте, однако имеют более сглаженный профиль, что связано с особенностями нейтронного спектра, геометрии ампул и условий облучения. Более равномерное распределение мощности может приводить к снижению локальных максимумов энерговыделения по сравнению с условиями эксплуатации энергетических реакторов, что следует учитывать при интерпретации результатов внутриреакторных испытаний топлива. При этом сохранение общего характера аксиального распределения мощности подтверждает возможность использования разработанных экспериментальных устройств для моделирования условий облучения топлива энергетических реакторов.

Сопоставление результатов показало, что уровни удельной мощности в ампульных устройствах реактора ИГР являются сопоставимыми с расчетными значениями для реактора ВВЭР-1000 при соответствующем выборе режимов облучения. В частности, для одностенной ампулы WF сопоставимость достигается при мощности реактора ИГР 45 МВт и длительности облучения 116 с, а для двустенной ампулы ID-M – при мощности 25 МВт и длительности облучения 208 с.

ВОСПРОИЗВЕДЕНИЕ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ТОПЛИВА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВАХ РЕАКТОРА ИГР

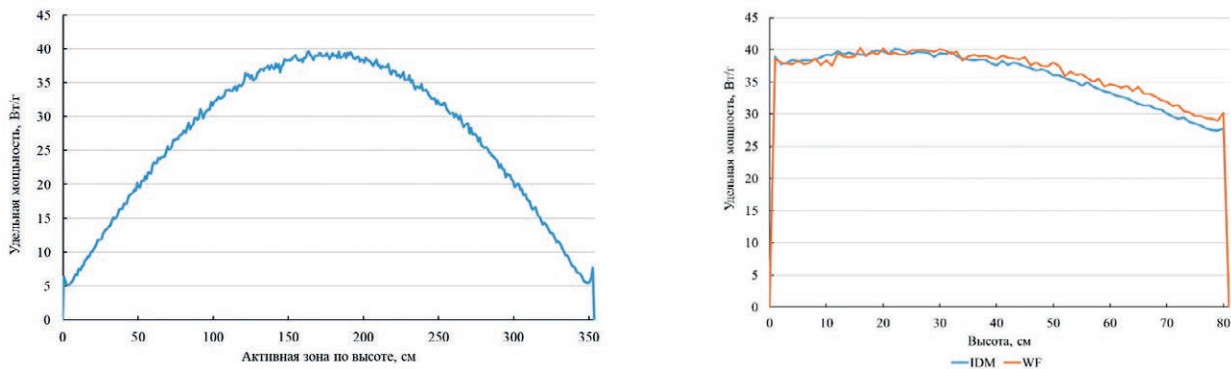


Рисунок 9. Высотное распределение средней удельной мощности в твэлах, размещенных в составе модели реактора ВВЭР-1000 (слева) и ОУ в реакторе ИГР (справа)

На рисунке 10 представлены аналогичные результаты для реактора APR-1400 и соответствующих конфигураций ОУ. Сопоставление показывает, что уровни удельной мощности в ОУ ИГР согласуются

с расчетными значениями для APR-1400 при мощности реактора 37 МВт и длительности облучения 141 с (одностенное ОУ), а также при мощности 21 МВт и длительности облучения 260 с (двустенное ОУ).

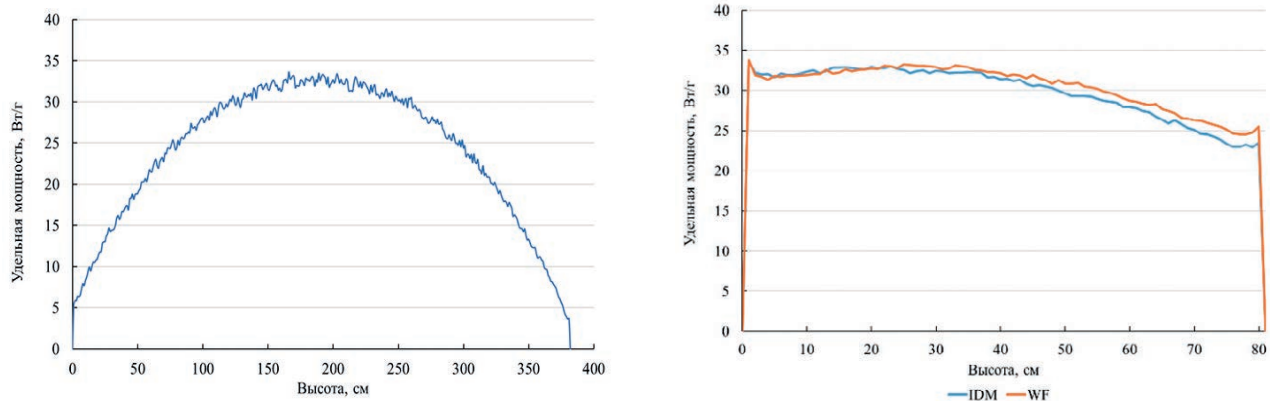


Рисунок 10. Высотное распределение средней удельной мощности в твэлах, размещенных в составе модели реактора APR-1400 (слева) и ОУ в реакторе ИГР (справа)

На рисунке 11 приведены результаты для реактора HPR-1000. В данном случае сопоставимость уровней удельной мощности достигается при мощности ре-

актора ИГР 58 МВт и длительности облучения 90 с для одностенного ОУ, а также при мощности 32 МВт и длительности облучения 163 с для двустенного ОУ.

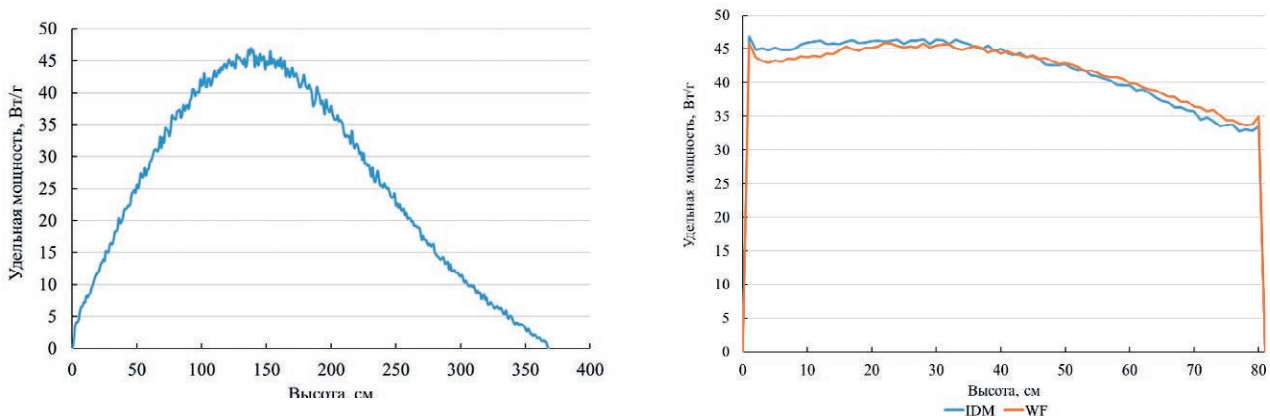


Рисунок 11. Высотное распределение средней удельной мощности в твэлах, размещенных в составе модели реактора HPR-1000 (слева) и ОУ в реакторе ИГР (справа)

Полученные результаты свидетельствуют о корректности построенной нейтронно-физической модели и подтверждают возможность воспроизведения уровней энерговыделения, характерных для реакторов, в экспериментальных условиях реактора ИГР.

Выводы

В рамках данной работы выполнен расчет нейтронно-физических характеристик облучательных устройств ID-M и WF с твэлами реакторов энергетического типа, размещенных в центральном экспериментальном канале реактора ИГР. Проведенное моделирование позволило получить распределения удельного и среднего удельного энерговыделения по высоте твэлов и по сечению топливной сборки, что является ключевым параметром для оценки тепловых нагрузок и обоснования безопасности проводимых экспериментов.

Анализ результатов показал, что во всех рассмотренных расчетных вариантах центральный твэл характеризуется минимальным удельным энерговыделением по сравнению с периферийными твэлами. Это обусловлено особенностями пространственного распределения тепловых нейтронов в топливной сборке. Плотность потока тепловых нейтронов в центральной области оказывается ниже, чем в периферийных твэлах, что объясняется внутренним блок-эффектом.

Сравнительный анализ расчетов для одностенного облучательного устройства WF и двустенного облучательного устройства ID-M показал, что конструктивные особенности ОУ оказывают влияние на абсолютные значения энерговыделения и характеристики нейтронного поля, однако не приводят к изменению общего характера пространственных распределений. Полученные результаты подтверждают корректность разработанных нейтронно-физических моделей и могут быть использованы в качестве исходных данных для последующего расчетного обоснования тепловых режимов и безопасности внутриреакторных облучательных испытаний ядерного топлива.

В дальнейшем планируется исследовать возможность применения циркония в качестве материала облучательных устройств, который теоретически должен улучшить нейтронно-физические параметры облучаемого топлива энергетических реакторов.

Работа была выполнена при поддержке Комитета науки МНВО РК в рамках грантового проекта «Расчетное обоснование режимов внутриреакторных испытаний перспективного ядерного топлива» (ИРН AP26199863).

ЛИТЕРАТУРА / REFERENCES:

1. Компьютерная модель реактора ИГР для стационарных нейтронно-физических расчетов: а. с. No 2738 от 27.12.16 Республика Казахстан / А.Д. Вурим, В.М. Котов, Р.А. Иркимбеков, Л.К. Жагипарова, А.А. Байгожина.
2. MCNP User's Manual Code Version 6.2. Los Alamos National Laboratory Tech. Rep. LA-UR-17-29981. Los Alamos, NM, USA. October 2017.
3. Жанболатов О.М., Иркимбеков Р.А., Мухамедов Н.Е. Расчет диаграммы мощности экспериментального устройства с конвертором нейтронов. Вестник НЯЦ РК. 2020;(4):82-87. <https://doi.org/10.52676/1729-7885-2020-4-82-87>
4. Seken, D.M.; Surayev, A.S.; Irkimbekov, R.A.; Vityuk, G.A.; Mukhamedov, N.Y.; Zhanbolatov, O.M.; and Vityuk, V.A. (2025) «Development Of A Neutronic Model Of The Wwer-1000 Reactor Facility Core,» Eurasian Journal of Physics and Functional Materials: Vol. 9: No. 2, Article 6. DOI: <https://doi.org/10.69912/2616-8537.1248>
5. Секен, Д., Сураев, А., Иркимбеков, Р., Жанболатов, О., Витюк, Г., Мухамедов, Н., Витюк, В. (2025). Расчет выгорания топлива в реакторной установке ВВЭР-1000. Recent Contributions to Physics, 94(3), 32–42. <https://doi.org/10.26577/RCPH20259434>
6. Какимова Г.Г., Иркимбеков Р.А., Сураев А.С. Разработка и верификация нейтронно-физической модели реактора APR-1400. Вестник НЯЦ РК. 2025;(4):5-11. <https://doi.org/10.52676/1729-7885-2025-4-5-11>
7. UK HPR1000 GDA. Pre-Construction Safety Report. Chapter 5: Reactor Core. HPRGDA-PCSR-0005. Rev. 001. June 2020. RWM Reference LL/35516003. URL: UK HPR1000 Reactor Core Report (дата обращения: 05.05.2026).
8. 8 ENDF/B-VII.0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology. Nuclear Data Sheets (2006).

ЭНЕРГЕТИКАЛЫҚ РЕАКТОРЛАР ОТЫНЫН ПАЙДАЛАНУ ЖАҒДАЙЛАРЫН ИГР
РЕАКТОРЫНЫҢ ЭКСПЕРИМЕНТТІК ҚҰРЫЛҒЫЛАРЫНДА ҚАЙТА ЖАҢҒЫРТУ

Д. М. Секен^{1,2*}, А. С. Сураев^{1,2}, О. М. Жанболатов¹, Р. А. Иркимбеков¹, Н. Е. Мухамедов^{1,2}

¹Атом энергиясы институтының филиалы, Курчатов, Қазақстан

²Шәкәрім университеті, Семей, Қазақстан

*Байланыс үшін e-mail: seken@nnc.kz

Жұмыста ИГР реакторының орталық эксперименттік каналында орналастырылатын ВВЭР-1000, APR-1400 және HPR-1000 реакторларының отыны бар ID-M және WF сәулелендіру құрылғыларын есептік нейтрондық-физикалық модельдеу нәтижелері ұсынылған. MCNP бағдарламалық кешенін пайдалану арқылы уран-су қатынасының, твэлдердегі меншікті энергия бөлінуінің таралуының және отынның белсенді бөлігінің биіктігі бойынша орташа меншікті қуаттың есептеулері орындалды. Бір қабырғалы және екі қабырғалы сәулелендіру құрылғыларының конструкциялық ерекшеліктерінің отынның нейтрондық-физикалық сипаттамаларына әсеріне талдау жүргізілді. ID-M сәулелендіру құрылғысын қолдану WF құрылғысымен салыстырғанда орташа меншікті энергия бөліну деңгейінің шамамен 45%-ға төмендеуіне әкелетіні анықталды. Сәулелендіру құрылғыларының есептік сипаттамаларын ВВЭР-1000, APR-1400 және HPR-1000 реакторларының параметрлерімен салыстыру ИГР реакторында энергетикалық реакторлар отынын пайдалануға тән энергия бөліну деңгейлерін қайта жаңғырту мүмкіндігін көрсетті. Алынған нәтижелер келешектегі ядролық отынды реакторішілік сынақтарға дайындау, жылу режимдерін бағалау және эксперименттік зерттеулердің қауіпсіздігін қамтамасыз ету кезінде пайдаланылуы мүмкін.

Түйін сөздер: нейтрондық-физикалық модельдеу, сәулелендіру құрылғылары, ИГР реакторы, ВВЭР-1000, APR-1400, HPR-1000, энергия бөліну, меншікті қуат, MCNP.

REPRODUCTION OF OPERATING CONDITIONS OF POWER REACTOR FUEL IN
EXPERIMENTAL DEVICES OF THE IGR REACTOR

D.M. Seken^{1,2*}, A.S. Surayev^{1,2}, O.M. Zhanbolatov¹, R.A. Irkimbekov¹, N.E. Mukhamedov^{1,2}

¹Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

²Shakarim University, Semey, Kazakhstan

*E-mail for contacts: seken@nnc.kz

The paper presents the results of computational neutron-physical modeling of irradiation devices ID-M and WF containing fuel from VVER-1000, APR-1400, and HPR-1000 reactors and placed within the central experimental channel of the IGR reactor. Using the MCNP code system, calculations of the uranium-water ratio, specific power generation distributions in fuel rods, and average specific power along the active fuel height were performed. An analysis of the influence of the design features of single-wall and double-wall irradiation devices on the neutron-physical characteristics of the fuel was carried out. It was established that the use of the double-wall ID-M irradiation device results in approximately a 45% reduction in the average specific power generation level compared to the single-wall WF device. Comparison of the calculated characteristics of the irradiation devices with the corresponding parameters of VVER-1000, APR-1400, and HPR-1000 reactors demonstrated the possibility of reproducing in the IGR reactor power generation levels characteristic of fuel operation in commercial power reactors. The obtained results can be applied to the preparation of in-reactor testing of advanced nuclear fuels, thermal regime assessment, and safety assurance of experimental investigations.

Keywords: neutron-physical modeling, irradiation devices, IGR reactor, VVER-1000, APR-1400, HPR-1000, power generation, specific power, MCNP.