

На правах рукописи



ПЕШНЯ Юрий Егорович

**Расчетное обеспечение экспериментальных
исследований на реакторе ИР-8 с использованием
прецизионной программы MCU-PTR**

05.14.03- Ядерные энергетические установки, включая
проектирование, эксплуатацию и вывод из
эксплуатации.

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Москва - 2015

Работа выполнена в Национальном исследовательском центре
«Курчатовский институт».

Научный руководитель: Насонов Владимир Андреевич,
кандидат технических наук,
начальник лаборатории КЯТК
НИЦ «Курчатовский институт»

Официальные оппоненты: Щукин Николай Васильевич,
доктор физико-математических наук,
профессор НИЯУ МИФИ

Кочетков Лев Алексеевич,
кандидат технических наук,
советник генерального директора
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Ведущая организация: Акционерное Общество «Ордена Ленина
Научно - исследовательский и
конструкторский институт энерготехники
имени Н.А. Доллежала» (АО "НИКИЭТ")

Защита состоится «22» сентября 2015г. в 14.00 на заседании
диссертационного совета Д520.009.06 в Национальном исследовательском
центре «Курчатовский институт» по адресу: 123182, г. Москва, пл.
Академика Курчатова, д.1.

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

Автореферат разослан «_____» _____ 2015г.

Учёный секретарь
диссертационного совета
д.т.н., профессор



В.Г. Мадеев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность

Нейтронный исследовательский комплекс на базе реактора ИР-8 Курчатовского института предназначен для проведения фундаментальных и прикладных исследований в области ядерной физики, физики твердого тела, радиационного материаловедения, физики наносистем и наноструктур, радиобиологии и биофизики.

На реакторе ИР-8 создана исследовательская облучательная база с использованием вертикальных каналов в активной зоне и в отражателе реактора, которая позволяет проводить большой объем облучения конструкционных материалов, осуществлять исследования топлива, проводить исследования по разработке методов и технологий получения радиоизотопов для медицинских целей. На базе горизонтальных экспериментальных каналов осуществляются фундаментальные и прикладные исследования в области физики твердого тела, ядерной физики, радиационного материаловедения, исследования в области наноматериалов, радиоактивных и облученных материалов, ядерной медицины и др.

Обеспечение эффективной и безопасной эксплуатации ядерных установок является одной из важнейших задач, стоящих перед современной прикладной наукой.

Как известно, нейтронно-физические расчеты являются общепризнанным инструментом обоснования параметров исследовательских ядерных реакторов. Использование программных средств (ПС) позволяет оперативно решать следующие задачи: проводить вариантный расчетный анализ для формирования активных зон и выбора загрузок топлива, минимизировать запас реактивности, оптимизировать использование топлива, а также прогнозировать и определять условия реакторных ресурсных испытаний экспериментальных твэлов и ТВС, условий облучения образцов в ампульных устройствах (АУ) и т.д. Для исследовательских реакторов, использующих ТВС типа ИРТ-3М, актуальными представляются исследования, связанные как с разработкой расчетных трехмерных моделей, использующих современное константное обеспечение и методы решения, так и с адаптацией этих моделей к особенностям конкретного реактора и верификацией их на основе сопоставления с экспериментальными данными.

Для разработки экспериментальных программ реакторных исследований принципиально важно знать не только величины основных нейтронно-физических параметров реактора и экспериментальных устройств, но и прогноз их изменения в процессе работы реактора. Реактор ИР-8 имеет 12 горизонтальных экспериментальных каналов (ГЭК) для вывода нейтронных пучков и 29 различных вертикальных каналов (ВЭК) в активной зоне и отражателе, в которых могут облучаться АУ с образцами из самых разнообразных материалов (корпусные стали, образцы-свидетели, композитные материалы, карбид кремния с кадмием, кварцевые стекла,

электросоединители и др.). Из-за сложности и разнообразия геометрических форм элементов конструкции как самого реактора ИР-8, так и различных экспериментальных устройств (ЭУ) с опытными образцами инженерные программы нейтронно-физического расчёта не удовлетворяют современным требованиям к точности определения параметров в ходе расчётного дореакторного и реакторного сопровождения экспериментов. Прецизионные ПС, реализующие метод Монте-Карло, возможности которых по точности моделирования ограничены только неопределенностью констант в файлах оценённых ядерных данных, удовлетворяют современным требованиям к проводимым экспериментам.

Все вышесказанное свидетельствует об актуальности разработок по обеспечению расчетного сопровождения эксплуатации ИР-8 и определению необходимых параметров проводимых экспериментов на реакторе с использованием прецизионной программы MCU-PTR с базой данных MDBPT50, реализующей метод Монте-Карло, с учетом постоянно возрастающих требований к безопасности и эффективности эксплуатации исследовательских реакторов.

Цель диссертационной работы

Целью настоящей диссертационной работы является разработка, внедрение и применение процедуры расчетного сопровождения эксплуатации реактора ИР-8 и определения параметров облучательных экспериментов с помощью программы MCU-PTR с базой данных MDBPT50. Для достижения поставленной цели были решены следующие задачи:

- Расчетное моделирование циклов работы реактора ИР-8, начиная с момента физического пуска, для достоверного определения нуклидного состава основных элементов реактора, таких как активная зона, стационарный и сменный бериллиевый отражатель, поглощающие стержни РО СУЗ.
- Верификация программы MCU-PTR с базой данных MDBPT50 и трехмерных расчетных моделей реактора ИР-8 на основе сопоставления с эксплуатационными и экспериментальными данными.
- Усовершенствование расчетных моделей для более точного моделирования элементов конструкции реактора и получения более достоверных результатов. Разработка и оптимизация методов расчетного сопровождения работы реактора и определения необходимых эксплуатационных параметров.
- Расчетное определение актуальных нейтронно-физических характеристик в экспериментальных каналах реактора и внедрение практики использования полученных расчетным путем результатов на всех этапах работ по планированию и проведению облучения с заданными параметрами образцов в экспериментальных каналах активной зоны и отражателя ИР-8.
- Расчетное определение актуальных нейтронно-физических характеристик несменяемых внутрибаковых конструктивных

элементов реактора, важных для безопасности, с целью определения остаточного ресурса работы ИР-8.

Научная новизна и практическая значимость работы

- Впервые в истории эксплуатации ИР-8 для получения реальных данных о выгорании топлива, выгорании поглотителя (^{10}B) в РО СУЗ, отравлении бериллиевого отражателя продуктами трансмутации (^3H , ^3He , ^6Li) проведено расчетное моделирование всех циклов работы реактора.
- Впервые расчётным путём с использованием программы MCU-PTR прецизионно смоделированы проводимые эксперименты на реакторе ИР-8, и проведен сравнительный анализ полученных результатов с экспериментальными данными.
- Проведена дополнительная верификация программы MCU-PTR для нейтронно-физических расчетов ИР-8 на основании экспериментальных измерений, выполненных на реакторе. Программа MCU-PTR с базой данных MDBPT50 для расчетов нейтронно-физических характеристик реактора ИР-8 с учетом выгорания топлива, выгорания поглотителя в РО СУЗ и отравления бериллиевого отражателя аттестована в Научно-техническом центре по ядерной и радиационной безопасности Федеральной службы РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору.
- Расчетным путем с использованием прецизионной программы MCU-PTR получена информация о распределении полей нейтронов и плотности энерговыделения в реакторе ИР-8 в зависимости от конфигурации загрузок активной зоны и отражателя.
- Выполнена модернизация методов расчетного обеспечения эксплуатации реактора, которая позволила проводить оптимизацию рабочих загрузок, определять стратегию перегрузок и иметь достаточно точную информацию об эксплуатационных и нейтронно-физических характеристиках при разработке и проведении облучения образцов в ампульных устройствах экспериментальных каналов активной зоны и отражателя ИР-8. Полученные расчетным путем параметры облучения образцов в АУ РИМ использованы для материаловедческих работ в обеспечение продления срока эксплуатации корпусов реакторов с ВВЭР-1000.
- С использованием программы MCU-PTR впервые проведен расчетный анализ по оценке флюенса быстрых нейтронов несменяемых внутрибаковых конструктивных элементов реактора ИР-8, важных для безопасности. Полученные результаты расчетов послужили основой для проведения прочностных расчетов элементов конструкции с целью обоснования возможности продления срока службы реактора ИР-8. Результаты этих работ использовались при разработке обновленного Отчёта по обоснованию безопасности исследовательского реактора

ИР-8 (ООБ ИР-8), что позволило получить лицензию Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору на эксплуатацию исследовательского ядерного реактора ИР-8.

Обоснованность и достоверность полученных результатов

Все результаты расчетных исследований, представленные в диссертационной работе, выполнены на высоком научно-техническом уровне и подтверждены результатами экспериментальных исследований на реакторе ИР-8. Достоверность представленных результатов подтверждает обоснованность выбора методов расчетного обеспечения работы реактора и определения нейтронно-физических и эксплуатационных параметров ИР-8.

Основные положения и результаты, выносимые на защиту

- Верификация программы MCU-PTR на экспериментальных данных физического, энергетического пусков и при эксплуатации реактора ИР-8.
- Разработка и оптимизация методик расчетного сопровождения работы реактора и определения нейтронно-физических и эксплуатационных характеристик ИР-8, необходимых для облучения опытных образцов с контролируруемыми параметрами.
- Расчетное определение нейтронных параметров в ампульных устройствах отражателя и экспериментальных каналах активной зоны реактора ИР-8.
- Расчетное определение потоков тепловых нейтронов в экспериментальных каналах реактора ИР-8.
- Расчетное определение плотности потоков быстрых нейтронов и флюенсов в АУ РИМ.
- Расчетные оценки флюенса быстрых нейтронов для проведения исследований по определению остаточного ресурса конструктивных элементов реактора ИР-8, важных для безопасности.

Личный вклад автора

Автор принимал непосредственное участие в постановке задач расчетных исследований, выборе методов их решения и анализе полученных результатов.

- Автор принимал непосредственное участие в расчетном моделировании циклов работы реактора ИР-8, начиная с физического пуска, а также в верификации программы MCU-PTR с базой данных MDBPT50 на основе сопоставления с эксплуатационными и экспериментальными данными реактора ИР-8.
- На основе базовой расчетной модели ИР-8 автором создан ряд полномасштабных моделей загрузок активной зоны и отражателя реактора с различными экспериментальными устройствами.

- Автор принимал непосредственное участие в разработке методов расчетного сопровождения работы реактора и определения нейтронно-физических и эксплуатационных характеристик ИР-8.
- Автором лично выполнен расчетный анализ по определению потоков тепловых нейтронов в экспериментальных каналах реактора ИР-8.
- Автором лично выполнен расчетный анализ по определению плотности потоков быстрых нейтронов и флюенсов в АУ РИМ.
- Автор принимал непосредственное участие в разработке расчётных моделей и проведении расчётов флюенса быстрых нейтронов для обоснования исследований по определению остаточного ресурса конструктивных элементов реактора ИР-8, важных для безопасности.

Объем и структура работы

Диссертационная работа состоит из введения, четырех глав и заключения. Полный объем диссертации составляет 137 страниц и включает 113 рисунков и 44 таблицы. Список литературы содержит 56 наименований.

Апробация работы

Основные результаты диссертации докладывались и обсуждались на российских и международных научно-технических конференциях и научных семинарах в НИЦ «Курчатовский институт».

По материалам диссертации опубликованы 14 печатных работ, в том числе 3 статьи в ведущих рецензируемых изданиях, рекомендованных в действующем перечне ВАК.

Публикации

Список основных публикаций приведен в конце автореферата.

КРАТКОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность темы диссертации, сформулированы цель работы и решаемые задачи, научная новизна и практическая значимость, изложены основные положения, выносимые на защиту.

В первой главе приведены результаты верификации программы MSU-PTR на экспериментальных данных физического, энергетического пусков и при эксплуатации реактора ИР-8.

Для расчетного сопровождения эксплуатации исследовательского реактора ИР-8 на современном уровне проведен масштабный комплекс работ по апробации, верификации и внедрению программного средства MSU-PTR с базой данных MDBPT50. С помощью программы MSU-PTR первоначально была смоделирована, начиная с 1981 г., 29-летняя история работы ИР-8, в течение которой реактор на тот момент отработал 80 циклов. Проведены расчёты изменения в процессе работы реактора нуклидного состава материалов: выгорания урана и образования плутония, накопления продуктов

деления, выгорания поглощающих нейтроны изотопов в органах СУЗ, накопления новых сильно поглощающих нейтроны изотопов в бериллии. Необходимая для этого информация – конфигурация загрузок, зависимость мощности от времени, положение органов СУЗ в цикле – извлечена из архива и рабочих журналов оператора. Собрана исчерпывающая информация о геометрических размерах и составе всех элементов ИР-8, и на основе базовой расчетной модели реактора разработан набор детальных трёхмерных моделей с различными компоновками активных зон и каналов для облучения (рис.1).

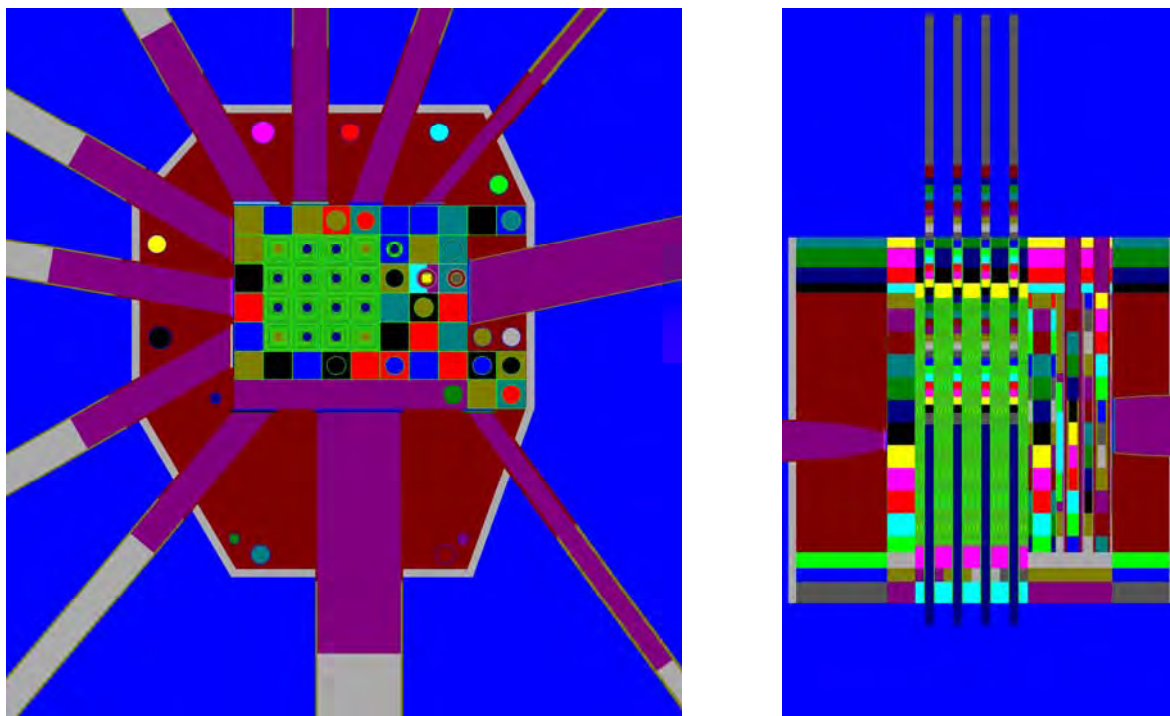


Рис. 1. Поперечное и продольное сечения расчетной модели реактора ИР-8


















Проведено сравнение расчетов критических состояний загрузок, собранных во время физического пуска реактора ИР-8, и потоков нейтронов в экспериментальных каналах с результатами экспериментов, проведенных при энергетическом пуске реактора. Рабочая загрузка во время физического и энергетического пусков состояла из 16 шеститрубных ТВС типа ИРТ-3М с U-A1 топливом 90%-го обогащения. На основе базовой расчетной модели разработаны модели реактора ИР-8 для физического и энергетического пусков, добавлены новые элементы, такие как кассеты водного отражателя, а также, в соответствии с параметрами использованных ТВС, изменена длина сердечника твэлов с 60 см на 58 см. С использованием программы MCU-PTR проведены расчеты критических состояний для различных вариантов загрузки реактора ИР-8 на момент физического пуска. Результаты расчетов критических состояний при проведении операций по пошаговому набору сменного отражателя из бериллиевых блоков для рабочей загрузки активной зоны приведены в таблице 1.

Таблица 1. Расчетные значения $k_{эф}$ для критических состояний загрузок ИР-8

№ варианта	$k_{эф}$	(С-Е)/С, %	№ варианта	$k_{эф}$	(С-Е)/С, %
1	1,0034	0,34	9	1,00533	0,53
2	0,99896	-0,10	10	1,00619	0,62
3	1,00144	0,14	11	1,00436	0,43
4	1,00439	0,44	12	1,00567	0,56
5	1,00457	0,45	13	1,00538	0,54
6	1,00541	0,54	14	1,00491	0,49
7	1,00624	0,62	15	1,00441	0,44
8	1,00597	0,59	Среднее значение	1,00444	0,44

Компьютерная реконструкция истории ИР-8 позволила надежно определить нуклидный состав загрузок реактора, начиная с 2009 г. (рис. 2). Рассчитано изменение во времени нуклидного состава топлива в ТВС (с топливом UO_2 90%-го обогащения в Al матрице), органах СУЗ и бериллиевом отражателе. Расчёт опирался только на фундаментальные данные о взаимодействии нейтронов с веществом, и расчётное значение $K_{эф}$, практически равное единице в начале (не отравленное и отравленное критические состояния) и в конце каждого цикла, полученное без использования каких бы то ни было подгоночных параметров (таблица 2).

Условные обозначения к картограммам

	восьмитрубная ТВС		бериллиевый блок с АУ
	шеститрубная ТВС		бериллиевый блок с отверстием и пробкой
	шеститрубная ТВС со стержнем РР		бериллиевый блок со стержнем АР
	шеститрубная ТВС со стержнем АЗ		алюминиевый блок
	АУ с ториевым топливом в четырёхтрубной ТВС		защитный блок-экран с АУ РИМ-1
	сплошной бериллиевый блок		защитный блок-экран с АУ РИМ-2
	защитный блок-экран с АУ "Малахит"		бериллиевый блок с АУ РИМ
	номер ТВС		защитный блок-экран с АУ РИМ-3
	среднее выгорание ^{235}U в ТВС на начало цикла(%)		

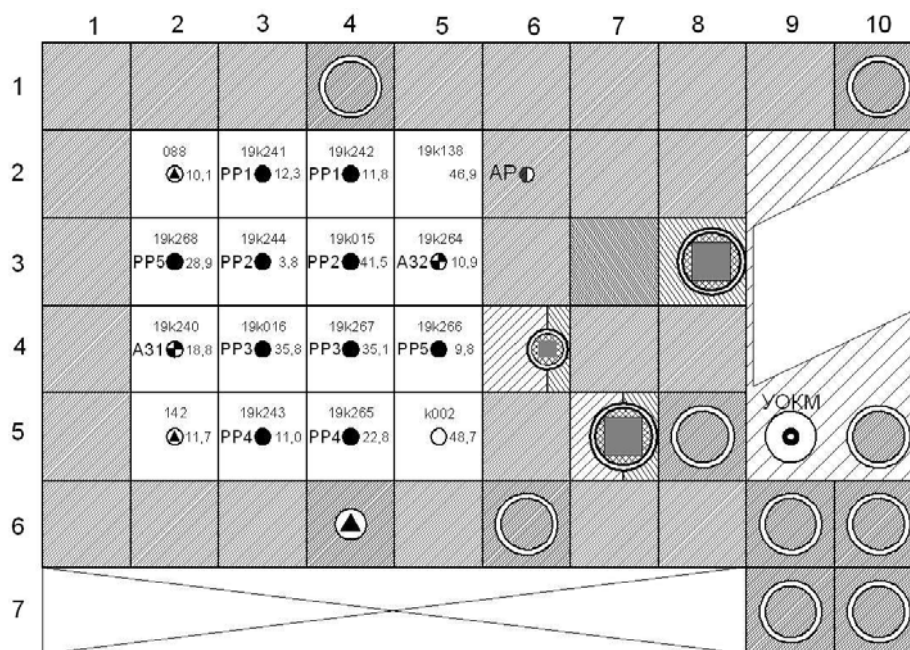


Рис.2. Картограмма загрузки реактора №2009-01 (цикл №72)

Таблица 2. Расчёты критических состояний рабочих загрузок реактора ИР-8

Загрузка	Номер цикла	Начало цикла работы ^{*)}		Отравленная активная зона ^{**)}	
		$k_{эф}$	(С-Е)/С, %	$k_{эф}$	(С-Е)/С, %
2009-01	72	1,0041	0,41	1,0017	0,17
2009-03	73	1,0023	0,23	1,0026	0,26
2009-04	74	1,0024	0,24	1,0005	0,05
2009-05	75	1,0060	0,60	0,9980	-0,20
2009-09	76	1,0043	0,43	0,9994	-0,06
2009-12	77	1,0039	0,39	1,0033	0,33
2010-02	78	0,9983	-0,17	1,0022	0,22
2010-05	79	1,0052	0,52	1,0009	0,09
2010-09	80	0,9982	-0,18	0,9962	-0,39
2011-09	81	1,0011	0,11	1,0021	0,21
2011-12	83	1,0047	0,47	0,9973	-0,27
2012-03	84	1,0002	0,02	1,0027	0,27
2012-05	85	0,9970	-0,31	0,9971	-0,29
2012-06	86	0,9985	-0,16	0,9898	-1,03
2012-10	87	0,9946	-0,54	0,9952	-0,49
2013-05	88	0,9909	-0,92	0,9987	-0,13
2013-08	89	1,0005	0,05	1,0063	0,63
2013-09	90	0,9997	-0,03	1,0016	0,16
Среднее значение		1,0006	0,06	0,9998	-0,02

^{*)} «Холодное» состояние реактора. Мощность реактора ~ 100 кВт.

^{**)} «Горячее» состояние реактора. Мощность реактора от 4 до 6 МВт.
Равновесное значение ^{135}Xe и ^{149}Sm .

По результатам сравнительного анализа с различными экспериментальными данными сделан вывод о достоверности получаемых расчетным путем результатов. Это позволило проводить прецизионные

расчёты по определению нейтронно-физических параметров реактора ИР-8 для его рабочих загрузок (эффективного коэффициента размножения нейтронов, нейтронных полей в активной зоне и отражателе и др.), разработать методы расчетного сопровождения работы реактора и проводимых на нем экспериментов.

Результаты проверки качества программы MCU-PTR на экспериментах, выполненных на реакторе ИР-8, включены в Верификационный отчёт. Программа MCU-PTR с базой данных MDBPT50 для расчетов нейтронно-физических характеристик исследовательского реактора ИР-8 с учетом выгорания топлива, выгорания поглотителя в РО СУЗ и отравления бериллиевого отражателя аттестована в Научно-техническом центре по ядерной и радиационной безопасности Федеральной службы РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору.

Вторая глава посвящена модернизации методики расчетного сопровождения работы реактора и определения нейтронно-физических и эксплуатационных характеристик ИР-8.

В ходе расчетного сопровождения работы реактора ИР-8 методика расчета, а так же базовая расчетная модель претерпели ряд существенных изменений в связи с возникшей необходимостью получения непредусмотренных на ранних этапах работ по внедрению программы MCU параметров, а также по причине недостаточной точности получаемых значений из-за упрощения некоторых элементов в базовой модели.

До 2012 года реактор ИР-8 имел лицензию на работу при мощности до 6МВт. В 2012 году была получена лицензия на эксплуатацию при уровне мощности до 8 МВт. В связи с этим, а так же с увеличением количества различных экспериментов по облучению с контролируемыми нейтронно-физическими параметрами появилась необходимость в получении достоверной и детальной информации по изменению полей нейтронов и энерговыделения в реакторе. Используемые на тот момент для расчетного сопровождения диффузионные программы не удовлетворяли необходимым условиям, ввиду невозможности моделирования, например, блок-экранов с ампульными устройствами в ячейках сменного отражателя. Для повышения точности нейтронно-физических параметров для теплогидравлических расчетов режимов работы реактора принято решение об использовании программы MCU-PTR. Ранее для этих целей использовался диффузионный программный комплекс TDD-URAN. В расчетной модели ТВС по сравнению с базовой было увеличено количество регистрационных топливных зон. Это объясняется необходимостью получения более подробного распределения энерговыделения по сечению твэлов в ТВС и по активной зоне в целом. В модернизированной расчетной модели ТВС каждый слой толщиной в 2 см разбивается на 12 секторов по азимуту (рис. 3) с целью дальнейшего определения наиболее напряженного сектора. Таким образом вместо 180 регистрационных зон (по 30 зон на сердечник твэла) в модели ТВС было выделено 2160 зон (по 360 зон на сердечник твэла).

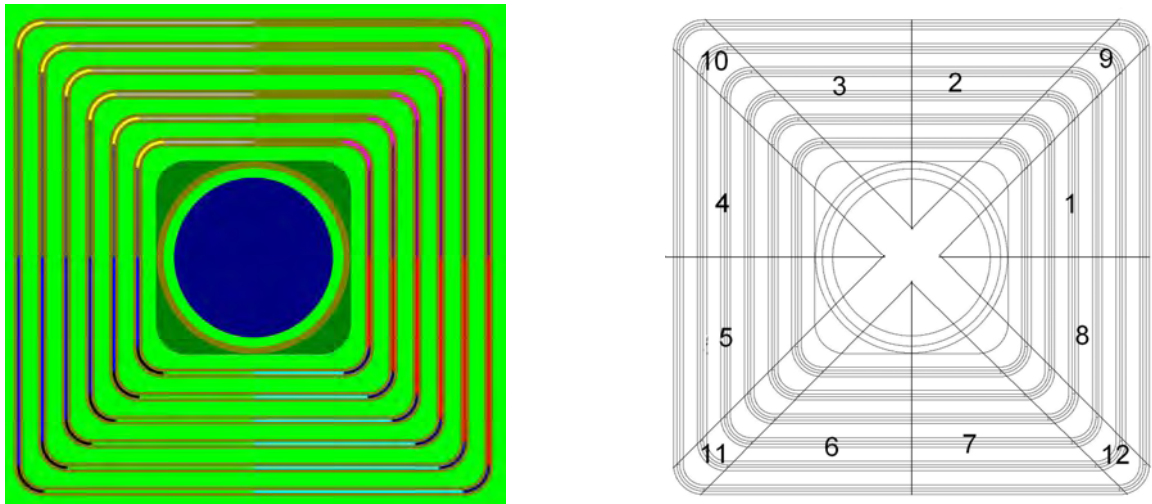


Рис. 3. Поперечное сечение расчётной модели ТВС с разбиением на 12 секторов

Модернизированная расчетная модель ТВС была опробована в ходе расчетных работ по анализу осуществимости конверсии реактора ИР-8 на низкообогащенное топливо. Проведенный сравнительный анализ полученных результатов показал, что суммарные мощности ТВС и среднее по ТВС выгорание урана для одинаковой загрузки с разбиением ТВС на сектора и без разбиения практически не отличаются. Таким образом, проведенные предварительные расчетные работы по получению нейтронно-физических параметров для теплогидравлических расчетов и верификации новой расчетной модели с увеличенным количеством регистрационных топливных зон позволили сделать вывод о целесообразности использования данной модели для расчетного обеспечения работы реактора ИР-8.

Постепенный переход на новую расчетную модель для сопровождения работы реактора был начат в 2011 году с загрузки №2011-12. До этого нейтронно-физические характеристики необходимые для теплогидравлических расчетов определялись с использованием программного комплекса TDD-URAN. В целях обоснования целесообразности использования MCU-PTR для подобных расчетов проведено сравнение нейтронно-физических параметров, полученных по программе MCU-PTR и TDD-URAN. На основе результатов расчётов по этим программам с помощью программы ASTRA рассчитаны теплогидравлические параметры для ряда загрузок и проведено их сравнение. На рис. 4-5 представлены распределения энерговыделения по высоте максимально энергонапряженных ТВС полученные для загрузки реактора №2012-10 (рис. 6) с помощью программ MCU-PTR и TDD-URAN.

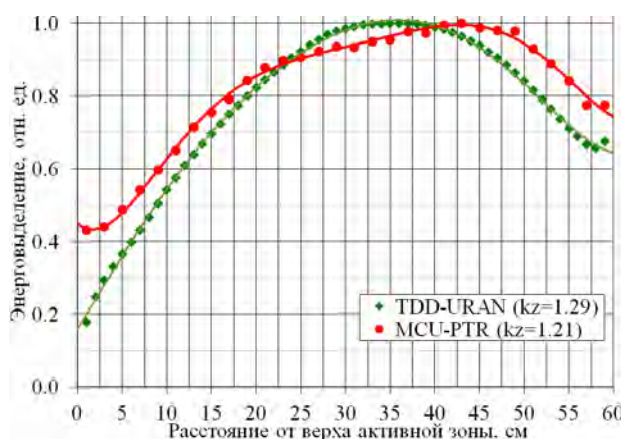


Рис. 4. Распределение энерговыделения по высоте топлива в ячейке 2-4

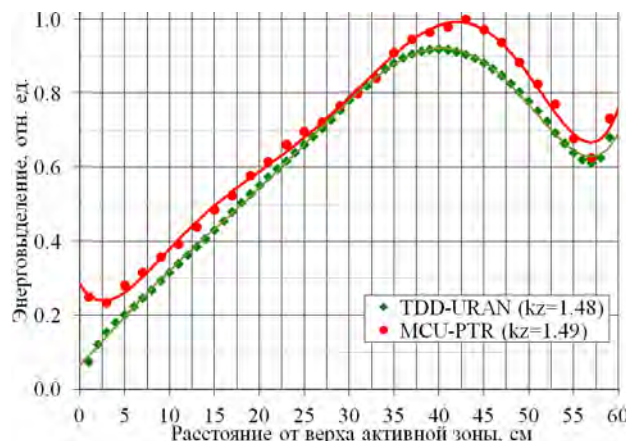


Рис.5. Распределение энерговыделения по высоте топлива в ячейке 3-4

Основные результаты расчётов для данных загрузок параметров теплогидравлических режимов работы приведены в таблице 3.

Таблица 3. Значения расчётных параметров теплогидравлических режимов работы реактора на мощности 8 МВт

Параметр	Программа MCU-PTR/ASTRA			Программа TDD-URAN/ASTRA		
	2012-03	2012-06	2012-10	2012-03	2012-06	2012-10
Загрузка реактора						
Максимальная плотность энерговыделения в сердечниках твэлов, МВт/м ³	3510	3320	3563	3420	3320	3351
Максимальная температура поверхности твэла, °С	102	104	108	100	103	106
Температура начала кипения на поверхности твэла, °С	132	133	132	132	133	133
Коэффициент запаса до кипения на поверхности твэлов	1,57	1,52	1,41	1,62	1,55	1,47

Сравнительный анализ результатов нейтронно-физических расчётов параметров ряда загрузок активной зоны показал, что расчёт с использованием программ MCU-PTR/ASTRA даёт более точное значение, чем расчёт по TDD-URAN/ASTRA, максимальной плотности энерговыделения в ТВС и запаса до кипения теплоносителя на поверхности твэлов ТВС.

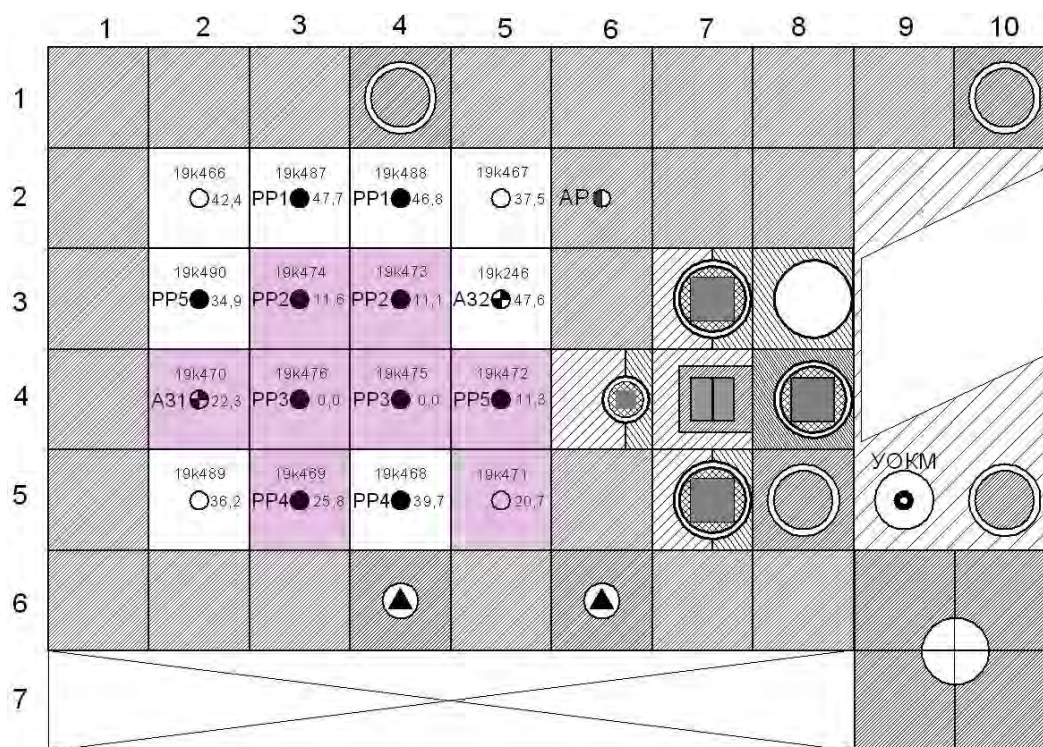


Рис. 6. Картограмма загрузки реактора ИР-8 № 2012-10 (цветом выделены ТВС с азимутальным разбиением сердечников в расчетной модели)

Приведенный расчетный анализ показал целесообразность использования MCU-PTR и модернизированной расчетной модели для дальнейшего расчетного сопровождения работы реактора и определения всех необходимых нейтронно-физических параметров для проведения теплогидравлических расчетов. В настоящее время данная методика применяется для расчетного сопровождения реактора ИР-8. Приемлемая детализация расчетных моделей ТВС и достаточная точность, получаемых в ходе расчетов, данных позволили проводить более качественный анализ теплогидравлических параметров работы ИР-8, а также оценивать трехмерное распределение энерговыделения по активной зоне и учитывать влияние на это распределение экспериментальных устройств, конфигурации отражателя и погружения стержней РО СУЗ.

В третьей главе представлены результаты расчетного определения нейтронно-физических параметров в ампульных устройствах и экспериментальных каналах реактора ИР-8.

На реакторе ИР-8 осуществляется широкая программа материаловедческих исследований с использованием вертикальных каналов. Важным направлением прикладных исследований является радиационное материаловедение, в частности, изучение радиационной стойкости корпусных сталей энергетических реакторов с целью обеспечения ресурса работы корпусов и возможности его продления. Для изучения возможности облучения опытных образцов при заданных нейтронно-физических параметрах на реакторе ИР-8 был проведен ряд экспериментов, направленных на изучение нейтронных полей в экспериментальных каналах

активной зоны и отражателя. Полученные экспериментальные данные послужили основой для проверки программы MCU-PTR, реализующей метод Монте-Карло, и специально созданной расчетной модели реактора ИР-8. Средствами MCU-PTR были детально воссозданы проведенные эксперименты.

На начальном этапе детально воспроизведены подготовительные эксперименты по облучению нейтронно-активационных детекторов (НАД) в ЭК активной зоны (рис. 7) и сменного бериллиевого отражателя в ячейке 6-3 (рис. 8). Целью данных экспериментов было определение актуальных характеристик нейронных полей, в частности полей быстрых нейтронов ($E > 0,5$ МэВ) в ЭК каналах реактора, а также анализ возможности проведения планируемых экспериментов по облучению с контролируруемыми параметрами образцов конструкционных сталей.

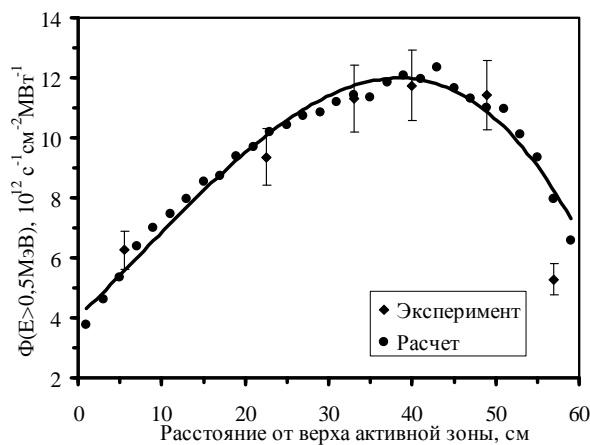


Рис. 7. Распределение плотностей потоков нейтронов по высоте ЭК в ТВС ячейки 5-5

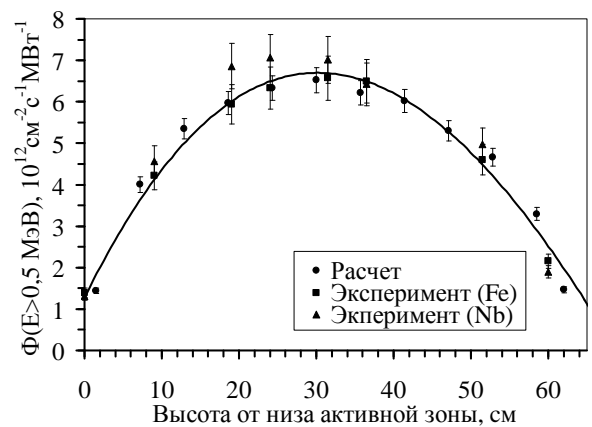


Рис. 8. Распределение плотностей потоков нейтронов по оси ЭК в бериллиевом блоке ячейки 6-3

Для оценки плотностей потоков быстрых нейтронов в каналах защитных блоков, установленных в ячейках отражателя и предназначенных для размещения в них АУ, было выполнено одновременное облучение НАД в ячейках 6-4, 7-3 и 8-3. Для расчётов циклов работы ИР-8 создан набор полномасштабных геометрических моделей различных вариантов загрузок реактора с детальными моделями ампульных устройств РИМ (рис. 9) для облучения конструкционных материалов в ячейках первого, второго и третьего ряда сменного отражателя. Проведенные расчеты дали возможность определить нейтронные характеристики по оси каналов в защитных блоках экранов, в которых в дальнейшем проведены облучения образцов конструкционных сталей (рис. 10...12, таблица 4).

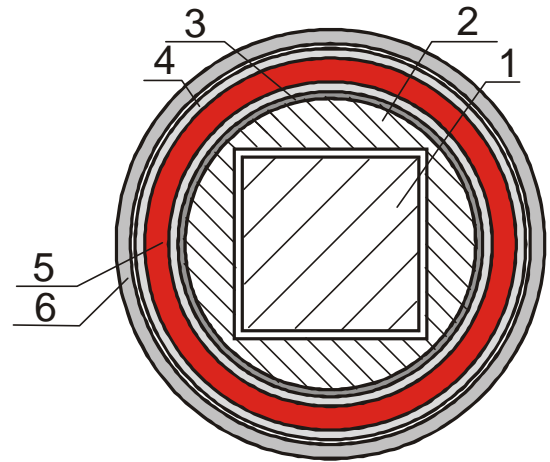
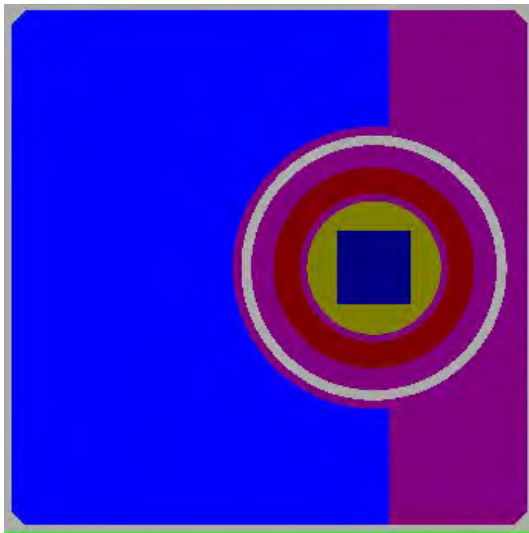


Рис. 9. Схема поперечного сечения ампульного устройства в ячейке 6-4: 1 – образец; 2 – обойма с термопарами; 3 – корпус нагревателя; 4 – кожух нагревателя; 5 – нагреватель; 6 – экспериментальный канал

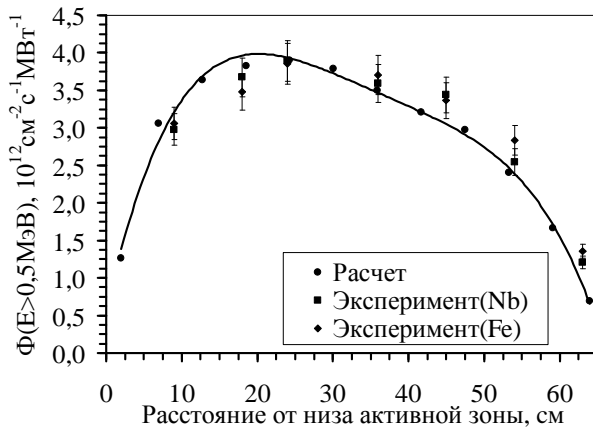


Рис. 10. Распределение плотностей потоков нейтронов с $E > 0,5 \text{ МэВ}$ по высоте канала в ячейке 6-4.

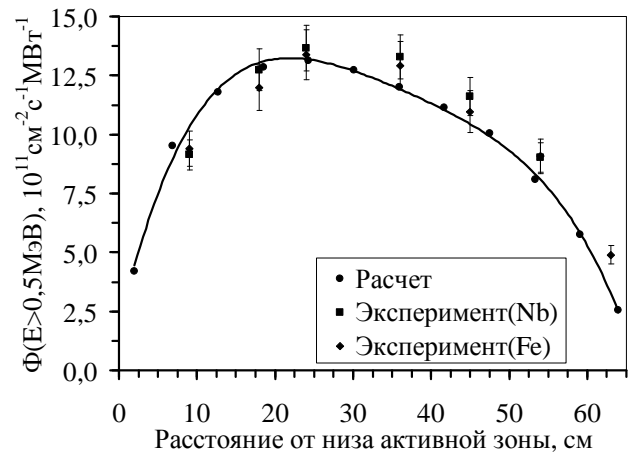


Рис. 11. Распределение плотностей потоков нейтронов с $E > 0,5 \text{ МэВ}$ по высоте канала в ячейке 7-3.

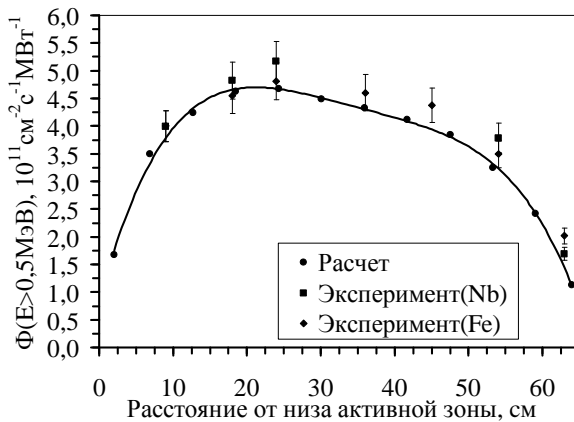


Рис. 12. Распределение плотностей потоков нейтронов с $E > 0,5 \text{ МэВ}$ по высоте канала в ячейке 8-3.

Таблица 4. Максимальная плотность потока быстрых нейтронов $\Phi(E > 0,5 \text{ МэВ}), \times 10^{12} \text{ н}/(\text{см}^2 \cdot \text{с} \cdot \text{МВт})$

№ ячейки	Детектор	Эксперимент	Расчет
6-4	Fe	$3,85 \pm 0,39$	$3,90 \pm 0,02$
	Nb	$3,89 \pm 0,39$	
7-3	Fe	$1,34 \pm 0,13$	$1,313 \pm 0,008$
	Nb	$1,37 \pm 0,14$	
8-3	Fe	$0,52 \pm 0,05$	$0,467 \pm 0,001$
	Nb	$0,48 \pm 0,05$	

Сравнительный анализ полученных результатов показал хорошее совпадение расчетных данных с экспериментальными (расхождение составило менее 10%), что в свою очередь дало возможность сделать вывод о целесообразности использования данных, полученных с помощью MCU-PTR для прогнозирования этапов облучения опытных образцов быстрыми нейтронами с заданной плотностью потока, а так же определять необходимое время облучения в конкретной загрузке активной зоны реактора и, в случае необходимости, планировать оптимальную перегрузку для дальнейших облучений. Данная схема успешно используется в настоящее время на реакторе ИР-8 при облучении образцов конструкционных материалов (рис. 13).

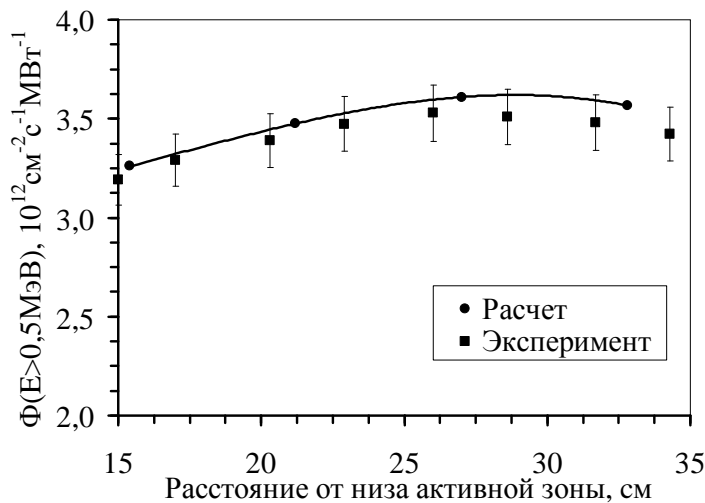


Рис. 13. Распределение плотности потока нейтронов по высоте образцов АУ РИМ 64-2А

Сравнительный анализ результатов показал целесообразность использования программы MCU-PTR для расчетного сопровождения работы реактора и позволил разработать методику определения всех необходимых нейтронно-физических характеристик реактора, необходимых для облучения опытных образцов с контролируруемыми параметрами облучения.

Для планирования облучательных экспериментов, а также с целью формирования рабочих загрузок активной зоны, соответствующих условиям обеспечения безопасной эксплуатации реактора, требуются надёжное определение значений текущих параметров полей нейтронов в активной зоне реактора и прогнозирование их изменений со временем. Верификация результатов расчётов полей тепловых нейтронов в активной зоне реактора ИР-8 выполнялась на основе экспериментов, проведенных в 1981 г. во время энергетического пуска реактора при загрузке активной зоны “свежими” ТВС с топливом из U-Al сплава. В связи с тем, что имеющиеся экспериментальные данные по характеристикам полей тепловых нейтронов в активной зоне и отражателе реактора не соответствуют современному состоянию реактора, так как в настоящее время в реакторе используются ТВС ИРТ-3М с UO₂-Al топливом, то проведено расчётно-экспериментальное исследование нейтронно-физических характеристик ИР-8 для используемых в настоящее время загрузок реактора. Значения удельных активностей для детекторов Fe и Ni, полученные в ходе верификационного эксперимента по облучению ампульных устройств с НАД, представлены в таблице 5.

Таблица 5. Значения удельных активностей для детекторов Fe и Ni

Ячейка	№ ампулы	Детектор	Удельная активность, 10 ⁻¹⁶ Бк/ядро		(C – E)/E, %
			Эксперимент (E)	Расчёт (C)	
2-2	6	⁵⁴ Fe	3,33	3,34	0,56
		⁵⁸ Ni	19,77	19,87	0,47
	4	⁵⁴ Fe	3,41	3,29	– 3,44
		⁵⁸ Ni	19,73	19,55	– 0,90
	2	⁵⁴ Fe	3,15	3,22	2,20
		⁵⁸ Ni	18,66	19,17	2,73
5-5	7	⁵⁴ Fe	2,74	2,74	0,11
		⁵⁸ Ni	16,64	16,28	– 2,15
	5	⁵⁴ Fe	2,87	2,71	– 5,64
		⁵⁸ Ni	17,03	16,08	– 5,56
	3	⁵⁴ Fe	2,77	2,61	– 5,64
		⁵⁸ Ni	17,13	15,52	– 9,42
4-6	2.1	⁵⁴ Fe	0,96	1,04	8,61
		⁵⁸ Ni	6,24	6,21	– 0,43
	2.7	⁵⁴ Fe	0,99	1,02	2,99
		⁵⁸ Ni	5,88	6,11	4,01
	2.3	⁵⁴ Fe	0,93	0,99	6,26
		⁵⁸ Ni	5,42	5,91	9,06

Сравнение удельных экспериментальных и расчётных активностей для детекторов Fe и Ni показывает, что среднее отклонение расчёта от эксперимента в ячейке 2-2 составило 2,0% для детекторов из железа и 1,4% для детекторов из никеля, в ячейке 5-5 – 3,8% для детекторов из железа и 5,7% для детекторов из никеля, а в ячейке 4-6 – 6,0% для детекторов из железа и 4,5 % для детекторов из никеля. Наблюдаемые расхождения не превышают 10%, что вполне укладывается в суммарную погрешность расчета и эксперимента. Таким образом, можно отметить удовлетворительное согласие расчётных и экспериментальных значений удельных активностей детекторов из железа и никеля.

На рис. 14 приведены расчётные значения плотности потока быстрых нейтронов с энергией выше 3 МэВ по высоте каналов, а также экспериментальные значения плотности потока быстрых нейтронов, полученные на основании удельных активностей детекторов из железа по формуле

$$\Phi_{>E_{\text{пор}}} = A_0 / [N_0 \sigma_{\text{эф}} (1 - e^{-\lambda \Delta t})],$$

где A_0 – активность на конец облучения, Бк; N_0 – концентрация ядер-мишеней на 1 грамм материала детектора; Δt – продолжительность облучения, с; λ – постоянная распада нуклида, 1/с; $E_{\text{пор}}$ – пороговая энергия реакции деления.

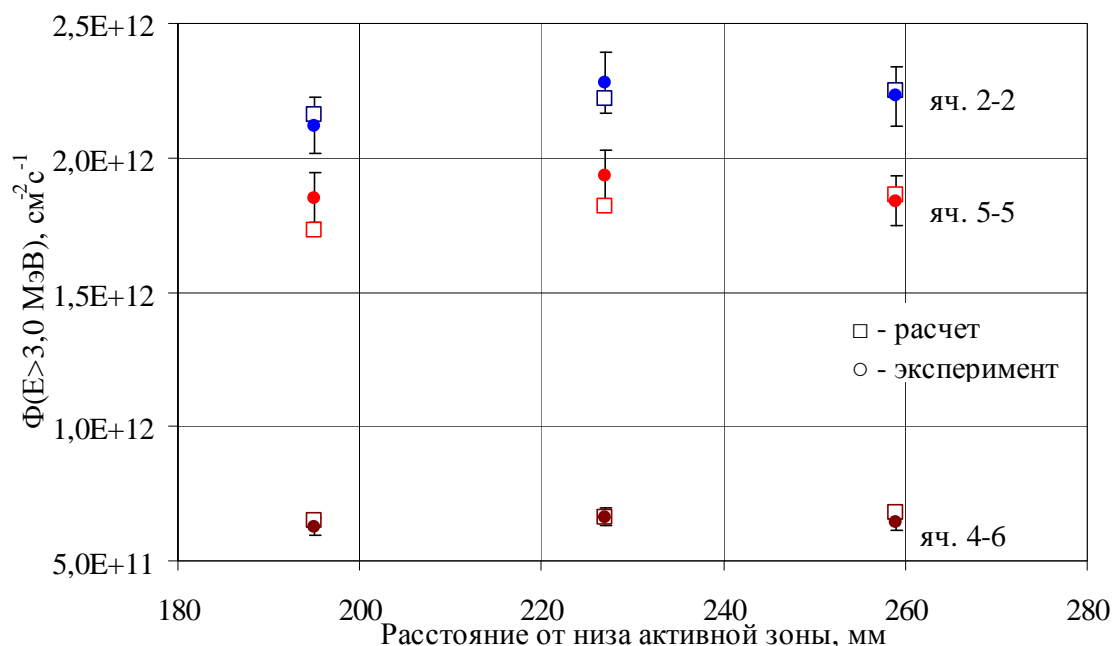


Рис. 14. Сравнение расчётных и экспериментальных значений плотностей потоков нейтронов с $E > 3,0$ МэВ по высоте каналов в ячейках 2-2, 5-5 и 4-6

Из полученных результатов видно, что расчёт хорошо описывает распределение плотности потока быстрых нейтронов в ячейках 2-2, 5-5 и 4-6, что согласуется с предшествующими исследованиями и подтверждает корректность расчётов распределения быстрых нейтронов для всей области активной зоны и отражателя реактора.

На основе измеренных значений активностей с использованием данных по выходу продуктов реакции для каждого UO_2 детектора получена средняя скорость реакции $^{235}U(n, f)$ (таблица 6). Погрешность оценённой таким образом скорости реакции $^{235}U(n, f)$ составила 13 % (σ) для UO_2 детекторов в кадмиевой фольге и 2 % (σ) для детекторов без кадмиевой фольги.

Таблица 6. Скорости реакции $^{235}U(n, f)$

Ячейка	№ ампулы	Скорость деления, $10^{-12} \text{ с}^{-1} \text{ МВт}^{-1}$		$(C - E)/E$, %
		Эксперимент (E)	Расчёт (C)	
2-2	2.52	23,2	23,4	0,97
	4.7 (в кадмии)	1,04	1,04	0,20
5-5	2.36	14,7	13,8	- 6,35
	4.23 (в кадмии)	0,844	0,832	- 1,38
4-6	2.4	18,2	23,7	30,09
	2.5 (в кадмии)	0,589	0,554	- 5,90

В настоящее время данная методика по определению параметров облучения используется для расчетного сопровождения работы реактора с АУ и дореакторного определения условий облучения экспериментальных образцов материалов корпусов ядерно-энергетических установок в реакторе ИР-8. Полученные расчетные данные плотностей потоков нейтронов и флюенсов показывают хорошее совпадение с экспериментальными

результатами. Это позволяет прогнозировать необходимую длительность облучения образцов конструкционных материалов для любого цикла работы реактора ИР-8.

Четвертая глава посвящена расчетной оценке флюенса быстрых нейтронов для проведения исследований по определению остаточного ресурса конструктивных элементов реактора ИР-8, важных для безопасности. С использованием программы MCU-PTR проведены расчёты плотностей потоков быстрых нейтронов ($E > 0,821$ МэВ) и флюенсов (ФБН) для доньшек труб и переходных соединений горизонтальных экспериментальных каналов, опорной решётки корпуса реактора, корпуса и бака реактора, стационарного и сменного бериллиевого отражателя. На основании полученных величин плотностей потоков нейтронов для всех загрузок с учетом наработки лития, трития и гелия в бериллиевых блоках сменного отражателя, а так же данных о работе реактора начиная с момента физического пуска и до момента проведения данных расчетов рассчитан флюенс (таблица 7). Так же был сделан долгосрочный прогноз накопления флюенса в конструктивных элементах реактора на основании имеющихся нейтронно-физических характеристик.

Таблица 7. Значения максимальных ФБН ($E > 0,821$ МэВ) в элементах конструкции реактора ИР-8

	Флюенс на 01.04.2011 F_1	Прогноз на 20 лет F_{20}	Суммарный $F_1 + F_{20}$
Опорная решетка			
	$(1,72 \pm 0,34) \cdot 10^{21}$	$(2,07 \pm 0,41) \cdot 10^{21}$	$(3,79 \pm 0,76) \cdot 10^{21}$
Доньшки ГЭЖов			
ГЭЖ №2	$(2,20 \pm 0,44) \cdot 10^{21}$	$(2,14 \pm 0,43) \cdot 10^{21}$	$(4,34 \pm 0,87) \cdot 10^{21}$
ГЭЖ №3	$(2,97 \pm 0,59) \cdot 10^{21}$	$(2,82 \pm 0,56) \cdot 10^{21}$	$(5,79 \pm 1,16) \cdot 10^{21}$
ГЭЖ №6	$(2,37 \pm 0,47) \cdot 10^{21}$	$(2,79 \pm 0,56) \cdot 10^{21}$	$(5,16 \pm 1,03) \cdot 10^{21}$
Переходные соединения ГЭЖов			
	$6,6 \cdot 10^{19}$	$8,0 \cdot 10^{19}$	$1,5 \cdot 10^{20}$
Сменный бериллиевый отражатель (бериллиевый блок в ячейке 1-4)			
	$(1,30 \pm 0,26) \cdot 10^{22}$	$(1,57 \pm 0,31) \cdot 10^{22}$	$(2,87 \pm 0,57) \cdot 10^{22}$
Стационарный бериллиевый отражатель			
	$(2,73 \pm 0,55) \cdot 10^{21}$	$(3,30 \pm 0,66) \cdot 10^{21}$	$(6,03 \pm 1,21) \cdot 10^{21}$
Корпус реактора			
	$(6,58 \pm 1,32) \cdot 10^{19}$	$(7,95 \pm 1,60) \cdot 10^{19}$	$(1,45 \pm 0,29) \cdot 10^{20}$
Бак реактора			
	$(1,72 \pm 0,34) \cdot 10^{18}$	$(2,07 \pm 0,41) \cdot 10^{18}$	$(3,79 \pm 0,76) \cdot 10^{18}$

Та же оценено изменение плотности потока нейтронов при удалении от активной зоны и сменного бериллиевого отражателя. Расчетная оценка изменения плотности потока нейтронов производилась в зонах напротив бериллиевого блока в ячейке 1-4. Для оценки изменения плотности потока нейтронов в расчетной модели данного блока было выделено три регистрационных зоны: на границе с активной зоной (1), в центре (2) и на границе со стационарным бериллиевым отражателем (3). По высоте зоны располагались на уровне физического центра активной зоны. Фрагмент расчетной модели с положением регистрационных зон представлен на рис. 15. Результаты расчета приведены в таблице 8. В расчетной модели были выделены регистрационные зоны в стационарном бериллиевом отражателе и корпусе реактора, а также была выделена зона в бассейне на расстоянии соответствующему баку реактора. Схема расположения регистрационных зон в расчетной модели представлена на рис. 16.

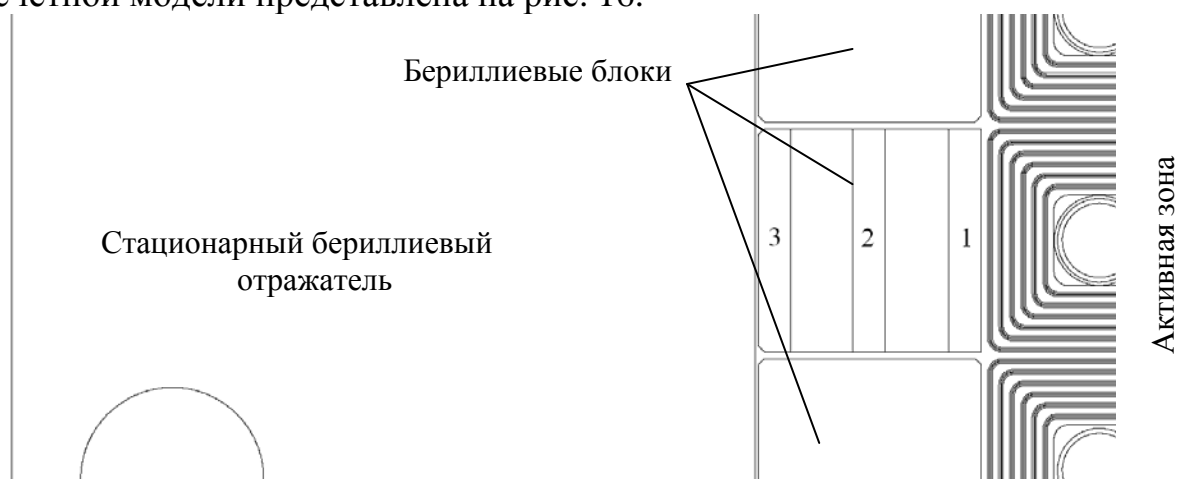


Рис. 15. Фрагмент расчетной модели с положением регистрационных зон в ячейке 1-4

Таблица 8. Плотности потоков нейтронов в ячейке 1-4, $n/(cm^2 \cdot c \cdot MWt)$

Энергия \ № зоны	1	2	3
0,00E+00 эВ	1,88E+13	2,11E+13	2,11E+13
6,25E-01 эВ	1,37E+13	1,11E+13	8,32E+12
5,53E+03 эВ	5,93E+12	4,80E+12	3,15E+12
1,00E+05 эВ	6,16E+12	4,26E+12	2,53E+12
5,00E+05 эВ	2,56E+12	1,40E+12	7,67E+11
8,21E+05 эВ	7,19E+12	3,70E+12	1,98E+12
3,00E+06 эВ	1,89E+12	7,63E+11	3,77E+11
>0,5 МэВ	1,16E+13	5,86E+12	3,13E+12
>0,821 МэВ	9,08E+12	4,46E+12	2,36E+12

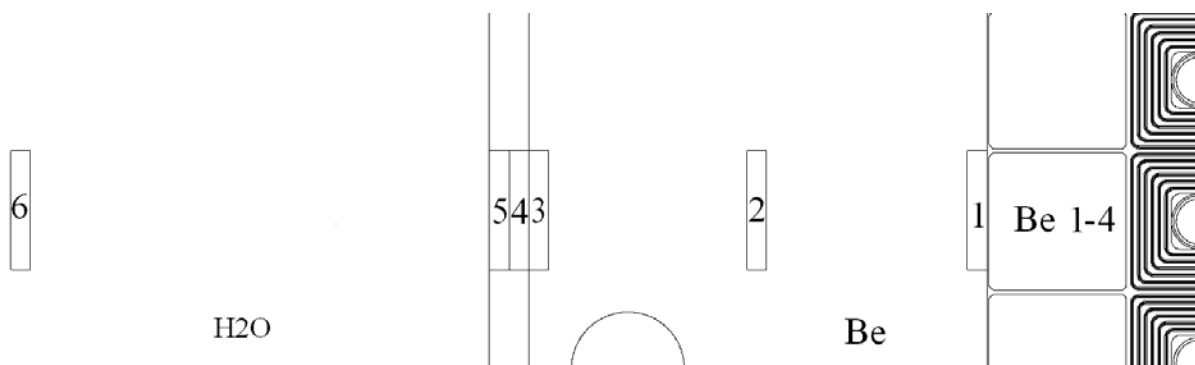


Рис. 16. Схема расположения регистрационных зон:

1. Зона стационарного бериллиевого отражателя на границе со сменным отражателем ячейки 1-4;
2. Зона в центре стационарного бериллиевого отражателя (11,5 см. от границы между стационарным и сменным отражателями);
3. Зона стационарного бериллиевого отражателя на границе с корпусом реактора;
4. Зона корпуса реактора;
5. Зона корпуса реактора;
6. Зона бака реактора (нерж. сталь)

Уменьшение плотности потока нейтронов с $E > 0,821 \text{ МэВ}$ при удалении от границы сменного отражателя и активной зоны представлено на рис. 17.

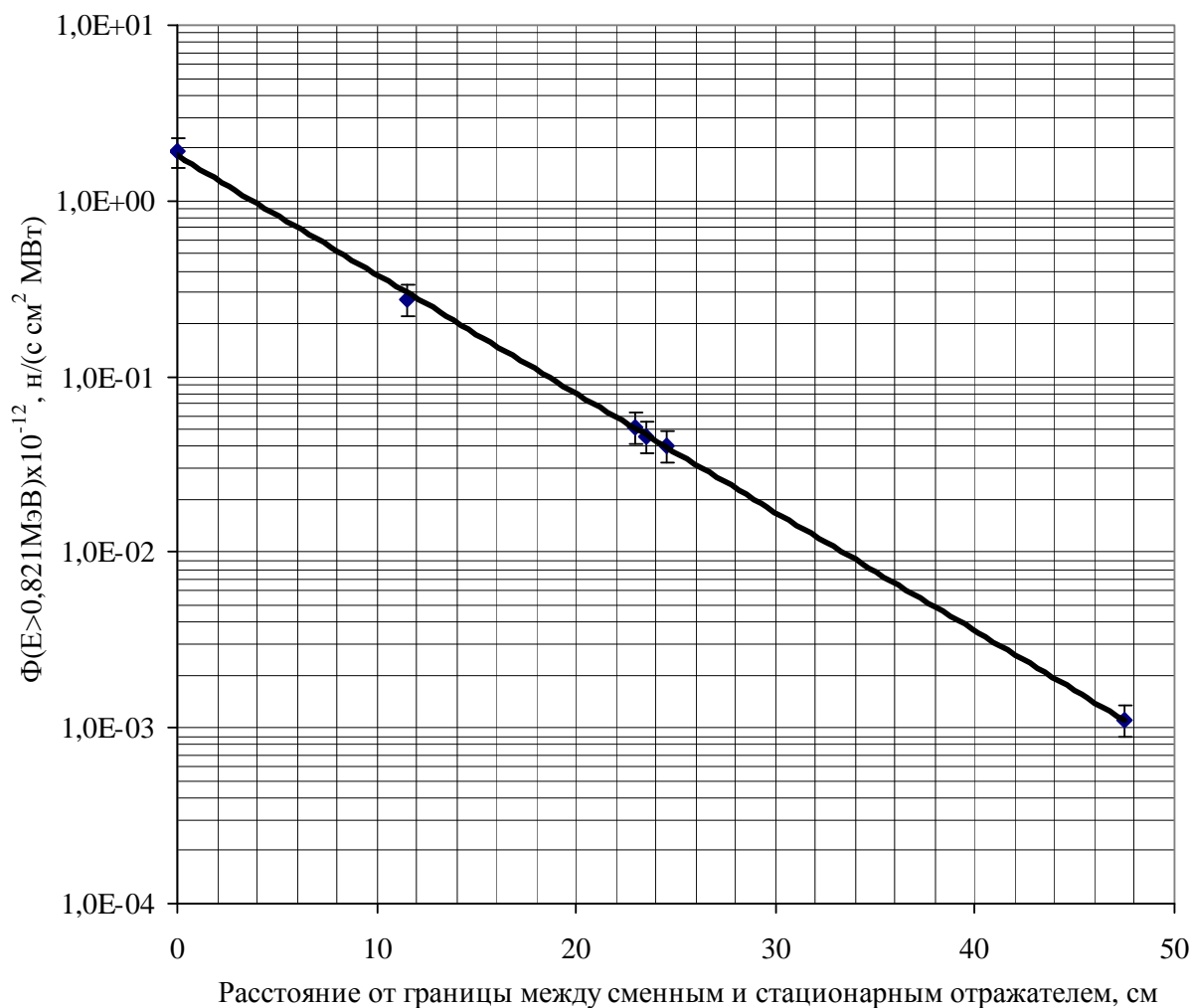


Рис. 17. Плотность потока нейтронов в стационарном бериллиевом отражателе, корпусе и баке реактора

Полученные результаты расчетов послужили основой для проведения прочностных расчетов элементов конструкции с целью обоснования возможности продления срока службы реактора ИР-8. В результате работ был создан обновленный Отчёт по обоснованию безопасности исследовательского реактора ИР-8 (ООБ ИР-8) и в 2012 году получена лицензия Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору на эксплуатацию исследовательского ядерного реактора ИР-8 сроком на 5 лет.

Выводы

В ходе работы были поставлены и решены следующие задачи:

1. Для расчетного сопровождения эксплуатации исследовательского реактора ИР-8 на современном уровне проведен масштабный комплекс работ по апробации, верификации и внедрению программного средства MCU-PTR, реализующей метод Монте-Карло, с базой данных MDBPT50. С помощью программы MCU-PTR была смоделирована, начиная с 1981г., 34-летняя история работы ИР-8, в течение которой реактор на тот момент отработал 95 циклов.
Разработан набор детальных трёхмерных моделей реактора с различными компоновками активной зоны и отражателя с экспериментальными устройствами. Компьютерная реконструкция истории ИР-8 позволила надёжно определить, начиная с 2009 г. (загрузка №2009-01), нуклидный состав материалов реактора с учётом выгорания топлива, отравления бериллиевого отражателя продуктами трансмутации (^3H , ^3He , ^6Li) и выгорания поглотителя (^{10}B) в поглощающих стержнях РО СУЗ. Это, в свою очередь, дало возможность провести прецизионные расчёты для определения нейтронно-физических параметров рабочих загрузок реактора ИР-8, разработать методы расчетного сопровождения работы реактора и проводимых на нем экспериментов.
2. Проведена верификация программы MCU-PTR на экспериментах, выполненных на реакторе ИР-8 при физическом пуске, энергопуске и при его эксплуатации. Полученные результаты включены в Верификационный отчёт. Программа MCU-PTR с базой данных MDBPT50 для расчетов нейтронно-физических характеристик исследовательского реактора ИР-8 с учетом выгорания топлива, выгорания поглотителя в РО СУЗ и отравления бериллиевого отражателя аттестована в Научно-техническом центре по ядерной и радиационной безопасности Федеральной службы РФ по экологическому, технологическому и атомному надзору.
3. Созданы специализированные расчетные модели с азимутальным разбиением топлива в ТВС и проведены расчеты с помощью программы MCU-PTR, позволившие определить влияние конфигурации загрузки и положения РО СУЗ на неравномерность распределения энерговыделения как в ТВС, так и по всей активной зоне.

4. Выполнена модернизация методики расчётного сопровождения эксплуатации ИР-8 и определения допустимой мощности работы реактора после перегрузки с помощью программы MCU-PTR. Проведено сравнение результатов нейтронно-физических расчётов параметров ряда загрузок активной зоны по программам MCU-PTR и TDD-URAN, а также выполнен анализ теплогидравлических характеристик с использованием программы ASTRA. Показано, что расчёты с использованием программ MCU-PTR/ASTRA дают более точное значение, чем расчёт по TDD-URAN/ASTRA, максимальной плотности энерговыделения в ТВС и запаса до кипения теплоносителя на поверхности твэлов.
Приемлемая детализация расчетных моделей ТВС и достаточная точность получаемых в ходе расчетов по программе MCU-PTR данных позволяют проводить более качественный анализ теплогидравлических параметров безопасной работы ИР-8. В настоящее время данная методика с успехом применяется для расчетного сопровождения реактора ИР-8.
5. Проведен масштабный комплекс работ по определению нейтронно-физических характеристик реактора при проведении работ по облучению образцов материалов корпусов ядерно-энергетических установок с заданными параметрами облучения в экспериментальных каналах ИР-8. Созданные детальные расчетные модели реактора ИР-8 с блок-экранами для АУ РИМ в ячейках отражателя позволили прецизионно смоделировать все проводимые эксперименты. Полученные расчетным путем параметры облучения образцов в АУ РИМ использованы для материаловедческих работ в обеспечение продления срока эксплуатации корпусов реакторов с ВВЭР-1000.
В настоящее время данная методика по определению параметров облучения используется для дореакторного определения условий облучения экспериментальных образцов и расчетного сопровождения работы ИР-8 с АУ в экспериментальных каналах активной зоны и отражателя.
6. Проведен расчетный анализ с помощью программы MCU-PTR по оценке флюенса быстрых нейтронов несменяемых внутрибаковых конструктивных элементов реактора ИР-8, важных для безопасности. Полученные результаты расчетов послужили основой для проведения прочностных расчетов элементов конструкции с целью обоснования возможности продления срока службы реактора ИР-8. Результаты этих работ использовались при разработке обновленного Отчёта по обоснованию безопасности исследовательского реактора ИР-8 (ООБ ИР-8), что позволило получить лицензию Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору на эксплуатацию исследовательского ядерного реактора ИР-8.

На основании всего вышеперечисленного можно сделать вывод о том, что в настоящий момент для реактора ИР-8 создан программный комплекс, включающий прецизионную программу MSU-PTR с базой данных MDBPT50, и набор трехмерных расчетных моделей, соответствующих реальным загрузкам реактора, который на современном уровне позволяет проводить расчетное сопровождение эксплуатации реактора, а так же участвовать на всех стадиях разработки и проведения экспериментов любой сложности с заданными параметрами облучения.

Основные публикации по теме диссертации:

1. Ерак Д.Ю., Насонов В.А., Талиев А.В., **Песня Ю.Е.**, Герстле А.Д., Дубовский Ю.М. Основные параметры реактора ИР-8 с АУ РИМ в отражателе. Препринт ИАЭ-6613/4, М., 2009.
2. Ерак Д.Ю., Насонов В.А., Талиев А.В., **Песня Ю.Е.**, Дубовский Ю.М., Яшин А.Ф., Протасов С.П., Карпухин А.А. Эксплуатационные параметры режима работы реактора ИР-8 с октября 1981 г. по декабрь 1988 г. Препринт ИАЭ-6602/4, М., 2009.
3. Ерак Д.Ю., Насонов В.А., Талиев А.В., **Песня Ю.Е.**, Дубовский Ю.М., Яшин А.Ф., Протасов С.П., Карпухин А.А. Эксплуатационные параметры режима работы реактора ИР-8 с января 1989 г. по декабрь 2001 г. Препринт ИАЭ-6603/4, М., 2009.
4. Ерак Д.Ю., Насонов В.А., Талиев А.В., **Песня Ю.Е.**, Дубовский Ю.М., Яшин А.Ф., Протасов С.П., Карпухин А.А. Эксплуатационные параметры режима работы реактора ИР-8 с января 2002 г. по август 2009 г. Препринт ИАЭ-6604/4, М., 2009.
5. **Pesnya Y.**, Erak D., Nasonov V., Taliev A. Neutronic Parameters of the IR-8 Reactor Core Consisting of IRT-3M Type FA's with U-9%Mo LEU Fuel Being Analyzed. —In: The 33rd RERTR 2011 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. Chile, Santiago, 23-27 October, 2011, p. S15-P1.
6. Насонов В.А., **Песня Ю.Е.** Расчетные оценки флюенсов быстрых нейтронов для проведения исследований по определению остаточного ресурса конструктивных элементов реактора ИР-8. Препринт ИАЭ-6723/4, М., 2012.
7. Насонов В.А., **Песня Ю.Е.** Разработка расчетных моделей и расчетное обеспечение облучения конструкционных материалов в ампульных устройствах реактора ИР-8 с использованием программы MSU-PTR. Препринт ИАЭ-6721/4, М., 2012.
8. Насонов В.А., **Песня Ю.Е.**, Дубовский Ю.М. Верификация программы MSU-PTR для расчетов нейтронных характеристик реактора ИР-8. Препринт ИАЭ-6722/4, М., 2012.
9. Алексеев Н.И., Насонов В.А., **Песня Ю.Е.**, Дубовский Ю.М., Сидоренко А.В. Верификация программы MSU-PTR для расчета нейтронных характеристик реактора ИР-8 - Сб. «Нейтронно-физические проблемы

- атомной энергетики. Программа и тезисы», ОНТИ ФЭИ г. Обнинск, Россия, 2012., с. 69-71.
10. Насонов В.А., Талиев А.В., **Песня Ю.Е.**, Герстле А.Д. Сравнительный анализ нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик загрузок реактора ИР-8, рассчитанных с использованием программ MCU-PTR/ASTRA и TDD-URAN/ASTRA - Сб. «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Программа и тезисы», ОНТИ ФЭИ г. Обнинск, Россия, 2012.
 11. Erak D., Nasonov V., **Pesnya Y.**, Taliev A. Calculations for the IR-8 reactor conversion to LEU fuel. —In: European Research Reactor Conf. RRFM-2012. Czech Republic, Prague, 18—22 March, 2012, p. 168—172.
 12. Насонов В.А., **Песня Ю.Е.**, Рязанцев Е.П. Математическое моделирование и расчетный анализ нейтронно-физических параметров ИР-8 при конверсии на низкообогащенное урановое топливо. — Атомная энергия, 2014, т. 117, вып. 2, с. 75—81.
 13. Насонов В.А., **Песня Ю.Е.** Математическое моделирование и расчетное обеспечение условий облучения конструкционных материалов в ампульных устройствах реактора ИР-8 с использованием программы MCU-PTR. — Атомная энергия, 2014, т. 117, вып. 1, с. 26—30.
 14. Сурков А.В., Кочкин В.Н., **Песня Ю.Е.**, Насонов В.А., Вихров В.И., Ерак Д.Ю. Экспериментальное исследование нейтронно-физических характеристик реактора ИР-8 с целью подтверждения результатов расчётов по программе MCU-PTR - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2014, вып. 4, с. 34-42.