

На правах рукописи



Павлов Андрей Константинович

**РАСЧЁТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДОЛОГИИ
ПЕРЕВОДА РАСТВОРНОГО РЕАКТОРА «АРГУС»
НА НИЗКООБОГАЩЁННОЕ УРАНОВОЕ ТОПЛИВО**

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

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание учёной степени
кандидата технических наук

Москва - 2018

Работа выполнена в Федеральном государственном бюджетном учреждении «Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» (НИЦ «Курчатовский институт»).

Научный руководитель: *Давиденко Владимир Дмитриевич*
кандидат технических наук
Начальник отдела
НИЦ «Курчатовский институт»

Официальные оппоненты: *Кочнов Олег Юрьевич*
доктор технических наук
Главный инженер
АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова»

Попыкин Александр Иванович
кандидат физико-математических наук
Начальник лаборатории
ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Ведущая организация: Акционерное общество «Красная Звезда»

Защита диссертации состоится «27» ноября 2018 г. в 14 ч 00 мин на заседании диссертационного Совета Д520.009.06 НИЦ «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 «__» _____ 2018 г.

Учёный секретарь диссертационного Совета,
кандидат физико-математических наук



Д.А. Шкаровский

Общая характеристика работы

Актуальность расчётного обоснования методологии перевода реактора на низкообогащённое урановое (НОУ) топливо обусловлена:

- решением руководства Госкорпорации «Росатом» от 27.07.2012 г. о выпуске «Программы перевода гражданских исследовательских ядерных реакторов и мишеней для наработки ^{99}Mo с ВОУ на НОУ», в которой отмечалось, что указанный перевод на НОУ топливо является необходимым условием для продвижения на мировой рынок производства медицинских радионуклидов;

- необходимостью применения для обоснования методологии трёх расчётных методик, результатами которых явились расчёт нейтронно-физических характеристик, оптимизации последовательности загрузки вновь разработанной активной зоны реактора «Аргус» с НОУ топливом и обоснование безопасности.

Целью работы является проведение расчётного обоснования методологии перевода на НОУ топливо растворного реактора «Аргус».

Для достижения поставленной цели решены следующие задачи:

- разработка математической модели реактора «Аргус» с высокообогащённым (ВОУ) топливом и проведение её верификации;
- определение работоспособности реактора «Аргус» после снижения обогащения топлива;
- планирование последовательности проведения процедуры снижения обогащения и расчёт характеристик топлива после каждой загрузки;
- обоснование ядерной безопасности путём расчётного и экспериментального моделирования возможных аварийных ситуаций.

Задачи были решены по разработанным в диссертации расчётным методикам, обосновывающим методологию перевода на НОУ топливо.

Научная новизна работы. В рамках разработанной методологии верифицирована расчётная методика планирования перевода растворного реактора на НОУ топливо без выгрузки ВОУ топливного раствора.

Верифицирована расчётная процедура определения ядерных концентраций элементов «водород» и «кислород» материала «топливный раствор».

Впервые установлено отсутствие критического повышения альфа-активности раствора при переходе на НОУ топливо.

Практическая значимость работы. Осуществлён перевод реактора «Аргус» на НОУ топливо.

Реактор «Аргус» мощностью до 20 кВт стал прототипом реактора «Аргус-М» мощностью 50 кВт, являющегося основой опытного образца производственного комплекса для получения медицинского радионуклида ^{99}Mo .

Разработана и впервые успешно применена методология, которая может быть использована при полной смене топливного раствора при переходе на НОУ топливо или при частичной смене топливного раствора при смене концентрации топлива на многих растворных исследовательских реакторах в РФ и за рубежом.

Личный вклад автора. Разработал и верифицировал расчётную методику планирования последовательности перевода растворного реактора на НОУ топливо с расчётом характеристик топливного раствора после каждой загрузки и исключением рисков переоблучения персонала и возникновения СЦР.

Разработал и верифицировал математические и компьютерные модели реактора «Аргус» ВОУ и НОУ топливных модификаций и провёл расчёты с их использованием.

Рассчитал и продемонстрировал отсутствие опасности резкого роста альфа-активности раствора при переходе на НОУ топливо.

Разработал процедуру определения ядерных концентраций элементов «водород» и «кислород» материала «топливный раствор» и верифицировал её.

Подготовил тестовые таблицы экспериментальных данных реактора «Аргус» для верификации программного средства (ПС) ДАРЕУС и выпустил верификационный отчёт для представления в Ростехнадзор РФ.

Достоверность полученных результатов расчётов по ПС MCU-RFFI/A нейтронно-физических характеристик растворных реакторов «Аргус» и его импульсного аналога «Гидра» с высокообогащённым урановым топливом подтверждена совпадением с приемлемым отклонением результатов этих расчётов от результатов экспериментальных измерений, проведённых на этих реакторах за несколько десятков лет их эксплуатации.

Положения, выносимые на защиту:

1. Реализованная последовательность загрузки с контролем попадания каждого значения подкритичности в интервал допустимых значений при переводе реактора «Аргус» на НОУ топливо, впервые проведённая в корпусе реактора, исключившая возможные риски переоблучения персонала и возникновения СЦР при выгрузке и хранении ВОУ топлива.

2. Реализованные ВОУ и НОУ расчёты с использованием ПС MCU-RFFI/A при помощи математической модели реактора «Аргус», составленной и верифицированной по результатам эксплуатации реактора.

3. Реализованная процедура определения ядерных концентраций элементов материала «топливный раствор».

Апробация работы. Материалы, приводимые в диссертации, докладывались и обсуждались на 5 научно-технических конференциях (в том числе, 4 международных).

Публикации. Основные материалы диссертации представлены в 7 работах, в том числе в 3 статьях, опубликованных в профильных научных изданиях, которые входят в перечень рецензируемых научных изданий ВАК; в 4 публикациях в сборниках тезисов и докладов международных и российских конференций.

Структура и объём диссертации. Работа состоит из введения, 4 глав, заключения, списка литературы из 49 наименований и 4 приложений, изложена на 121 странице машинописного текста и иллюстрирована 24 рисунками, число таблиц – 15.

Основное содержание работы

Во введении обоснована актуальность работы, её научная новизна и практическая значимость, сформулированы цель работы и задачи исследования. Представлены личный вклад автора и положения, вынесенные на защиту.

В первой главе представлен объект исследования – реактор «Аргус», его основные системы и область применения; показаны предпосылки необходимости снижения обогащения топливного раствора, приведена математическая модель, реализованная в ПС MCU-RFFI/A, и её верификация, а также результаты литературного

обзора по актуальному аспекту применения реактора – перспективному получению новых медицинских радионуклидов.

Решение о снижении обогащения топлива было принято руководством Госкорпорации «Росатом» в 2012 году в связи с необходимостью отработки на реакторе «Аргус» с НОУ топливом открытой в НИЦ «Курчатовский институт» в середине 1990-х годов технологии производства медицинского радионуклида ^{99}Mo .

Диссертационная работа посвящена расчётному обоснованию методологии перевода реактора «Аргус» на НОУ топливо.

Методология перевода на НОУ топливо регламентирует экспериментальные исследования топливных растворов, сорбентов, технологий их трансформаций и последовательность реализации разработанных технологий.

Для анализа, планирования, контроля реализации, обработки результатов экспериментов, оценки ядерной безопасности были разработаны и применены при непосредственном участии автора три расчётные методики обоснования методологии.

Уделено внимание понятию "методология" в контексте названия диссертационной работы. Последовательное решение поставленных задач по каждой методике и реализация заложенных в них алгоритмов обеспечивают достижение результата методами научного исследования, что составляет понятие методология.

В НИЦ «Курчатовский институт» разработан и в 1981 г. введён в эксплуатацию исследовательский реактор «Аргус». Схема реактора «Аргус» изображена на рисунке 1.

Техническая характеристика

Топливо - водный раствор UO_2SO_4

Обогащение по ^{235}U , % - 90

Мощность, кВт - 20

Рабочий объём топлива, л - 21,1

Рабочая масса ^{235}U , кг - 1,54

Замедлитель - вода в топливе

Отражатель - графит

Теплоноситель – вода

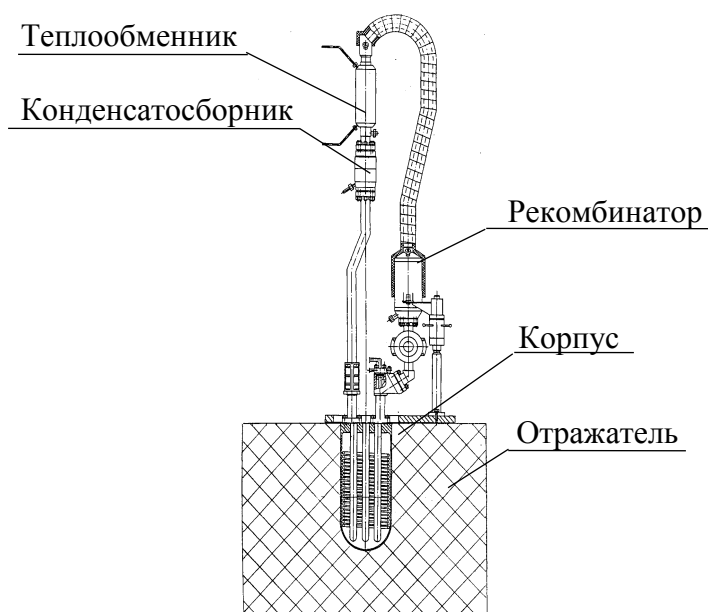


Рисунок 1 - Схема реактора «Аргус»

С физической точки зрения реактор «Аргус» от других реакторов отличают:

а) радиолитическое кипение во всём объёме топливного раствора, вследствие этого:

- в надрастворную полость выносятся пары воды, кислород, водород, и инертные газы;

- с трубок змеевика в растворе срывается окисная плёнка и повышается коэффициент теплоотдачи от раствора к стенкам;

- имеет место мгновенный рост значения отрицательного мощностного эффекта при вспышке мощности, что моментально останавливает СЦР;

- происходит перемешивание раствора и отсутствуют локальные перегревы;

- существует доступная возможность регенерации воды;

б) большой отрицательный температурный эффект;

в) возможность регулирования концентрации урана в растворе.

Производство радионуклидов на реакторе «Аргус» получило второе рождение в середине 1990-х годов. В результате анализа рынка «коммерческих» ядерных технологий применительно к техническим возможностям реактора «Аргус» в качестве приоритетного направления выбрано открытие, сделанное в НИЦ «Курчатовский институт» по технологии «прямой» наработки и извлечения из топливного раствора реактора радионуклида ^{99}Mo .

Во время работы растворного реактора на мощности в результате реакции деления ядер урана в растворе аккумулируются в виде осколков деления атомы радионуклида ^{99}Mo . После прокачивания всего объёма топливного раствора через систему, представляющую собой замкнутый контур с элементом, заполненным сорбентом, на сорбенте селективно накапливается целевой радионуклид ^{99}Mo .

Это открытие имело новаторский характер ввиду того, что почти 100% радионуклида ^{99}Mo производится на исследовательских реакторах средней мощности по мишенным технологиям. Новый способ позволяет организовать производство на малых растворных реакторах с небольшой мощностью повышенной безопасности с малым штатом сотрудников, при этом значительно сократятся радиоактивные отходы, а эффективность использования изотопа ^{235}U вместо 1 процента приблизится к 100 процентам.

Описанная технология была доведена на реакторе «Аргус» до опытного производства, полученные образцы прошли тесты на чистоту состава в ведущих научных центрах.

Для начала работы по проекту создания технологического комплекса по производству ^{99}Mo на базе реактора «Аргус» с учётом требований отечественных нормативных документов и рекомендациям МАГАТЭ было необходимо перевести производство на НОУ топливо.

Для решения поставленной задачи в диссертации разработана методология перевода реактора «Аргус» на НОУ топливо, которая содержит три расчётные методики и программу экспериментов.

Первая методика расчёта нейтронно-физических характеристик для определения возможности эксплуатации реактора «Аргус» с НОУ топливом.

Вторая методика планирования последовательности перевода на НОУ топливо.

Третья методика расчётно-экспериментального обоснования ядерной безопасности реактора «Аргус» с НОУ топливом.

Программа экспериментов включает в себя:

- изучение и приготовление компонент НОУ топлива;
- загрузку топлива, проводимую непосредственно в корпусе реактора без выгрузки ВОУ топливного раствора;
- определение нейтронно-физических характеристик и эксплуатационных параметров на этапе физического пуска и на различных уровнях мощности.

Основной расчётной программой явилось ПС MCU-RFFI/A.

Разработаны математическая и компьютерная модели реактора «Аргус» с высокообогащённым урановым топливом.

Модели верифицированы путём сравнения результатов расчётов по ним основных нейтронно-физических характеристик с результатами экспериментов по их определению на реакторе «Аргус». Результаты верификации представлены в таблице 1.

Результаты удовлетворительно согласуются в пределах допустимых расхождений, что приемлемо для использования данной модели.

Таблица 1 – Результаты верификации моделей реактора «Аргус» с ВОУ топливом

Параметр	Эксперимент	Расчёт
Масса по изотопу ^{235}U рабочая, кг	1,54	1,54*
Объём топливного раствора рабочий, л	21,1	21,1*
Высота уровня раствора рабочая, см	38	38*
Запас реактивности, $\beta_{\text{эф}}$	5,6	6,0
Подкритичность активной зоны, $\beta_{\text{эф}}$	5,1	4,7
Эффективность двух рабочих органов (РО) компенсации реактивности (КР) и РО ручного регулирования (РР), $\beta_{\text{эф}}$	8,1	8,0
Эффективность двух РО КР, $\beta_{\text{эф}}$	7,4	7,3
Эффективность РО аварийной защиты (АЗ), $\beta_{\text{эф}}$	10,0	10,0
Температурный коэффициент, $\beta_{\text{эф}}/\text{K}$	$-5,1 \cdot 10^{-2}$	$-4,9 \cdot 10^{-2}$
Удельная эффективность раствора, $\beta_{\text{эф}}/\text{л}$	1,6	1,6

*Исходные данные, взятые из результатов эксперимента

Результаты проведённого обзора литературы, посвящённого решению проблемы расширения перечня радионуклидов, которые могут производиться по растворной технологии на реакторе «Аргус», позволяют расширить номенклатуру за счёт представителей повышенного спроса на радионуклиды, необходимые в ядерной медицине. К ним относятся радионуклиды ^{131}I и ^{133}Xe , внедрение технологии производства которых на растворных реакторах повышает рентабельность всего комплекса петлевых устройств растворных реакторов типа «Аргус»-

Во второй главе приведены результаты реализации методики расчёта нейтронно-физических характеристик для определения возможности эксплуатации реактора «Аргус» с НОУ топливом.

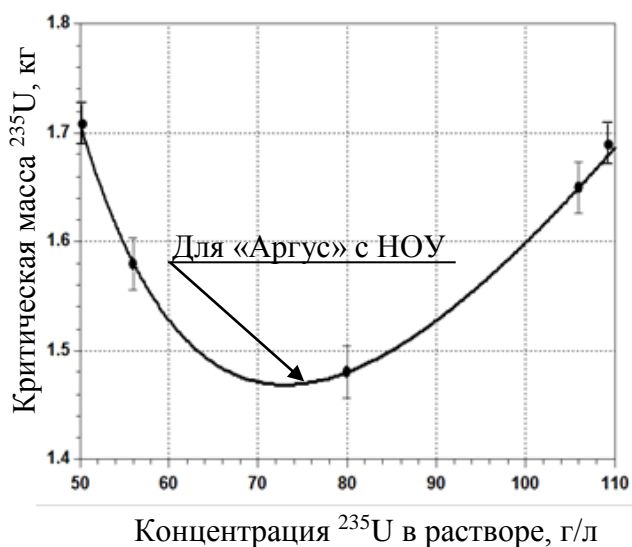
На базе верифицированной математической модели реактора «Аргус» с ВОУ топливом разработана компьютерная модель реактора «Аргус» с НОУ топливом. Расчёты проводились по ПС MCU-RFFI/A.

Результаты нейтронно-физического расчёта реактора «Аргус» с НОУ топливом приведены в таблице 2. Анализ таблицы 2 показал, что запаса реактивности хватает на компенсацию эффектов реактивности при выходе на номинальную мощность, управление реактором и обеспечение кампании. А эффективности регулирующих

органов (РО) КР1, РО КР2, РО РР достаточно для создания подкритичности не менее 2%.

Таблица 2 - Результаты нейтронно-физических расчётов реактора «Аргус» с НОУ топливом

Параметр	Значения	Параметр	Значения
Масса ^{235}U , кг	1,96	Эффективность РО РР, $\beta_{\text{эф}}$	0,95
Объем, л	26,0	Запас реактивности, $\beta_{\text{эф}}$	4,4
Высота, см	45,0	Подкритичность реактора, $\beta_{\text{эф}}$	3,1
Эффективность РО АЗ, $\beta_{\text{эф}}$	4,4	Температурный коэффициент, $\beta_{\text{эф}}/^\circ\text{C}$	$-3,9 \cdot 10^{-2}$
Эффективность РО КР, $\beta_{\text{эф}}$	3,3	Мощностной коэффициент, $\beta_{\text{эф}}/\text{кВт}$	$-0,65 \cdot 10^{-2}$



Критическая концентрация урана-235 в топливном растворе выбрана минимальной. График зависимости критической массы ^{235}U от его концентрации в топливном растворе приведён на рисунке 2.

Рисунок 2 - Зависимость критической массы ^{235}U от его концентрации в топливном растворе

Минимальная критическая масса в растворных системах, помимо физических и экономических преимуществ, обеспечивает безопасность проводимых работ при случайном изменении состава активной зоны (вскипание раствора или разбавление его водой приводит к останову реактора).

Как видно из таблицы 2 температурный и мощностной коэффициенты реактивности довольно значительны.

Одной из характеристик активной зоны, определяющей эксплуатационные режимы растворного реактора и его безопасность, является пространственное распределение удельного энерговыделения.

Экспериментальные работы по измерению пространственного распределения плотности делений в растворном реакторе сопряжены с трудностями, обусловленными значительными радиационными нагрузками на персонал и оборудование. Поэтому в качестве исходных данных, отражающих пространственное распределение энерговыделения в активной зоне, используются результаты расчётов.

На формирование поля энерговыделения в топливном растворе реактора существенное влияние оказывают пустые вертикальные каналы (центральный экспериментальный канал и два канала для РО системы управления и защиты (СУЗ), поглощающие элементы РО РР и змеевик системы охлаждения, расположенный в периферийной области активной зоны. Кроме того, конструкция активной зоны реактора и графитового отражателя асимметрична по высоте.

Для вычислений пространственных распределений плотности делений использовалась программа MCU-RFFI/A.

Расчётное распределение полей энерговыделений продемонстрировало среднюю напряжённость активной зоны – $0,73 \text{ Вт/см}^3$, лежащую в пределах оптимальных значений для растворного топлива до 2 Вт/см^3 .

На рисунках 3, 4, 5 представлено распределение удельного энерговыделения по радиусу активной зоны (по оси OY от 0, ряд 1 – положительная полуось, ряд 2 – отрицательная), по высоте активной зоне (на различном расстоянии от оси OZ, ряд 1 – 3 см, ряд 2 – 14,75 см) и по азимуту активной зоны (на различном расстоянии от оси OZ, ряд 1 – 6,5 см, ряд 2 – 10,5 см, ряд 3 – 12,5 см, ряд 4 – 14,75 см) соответственно.

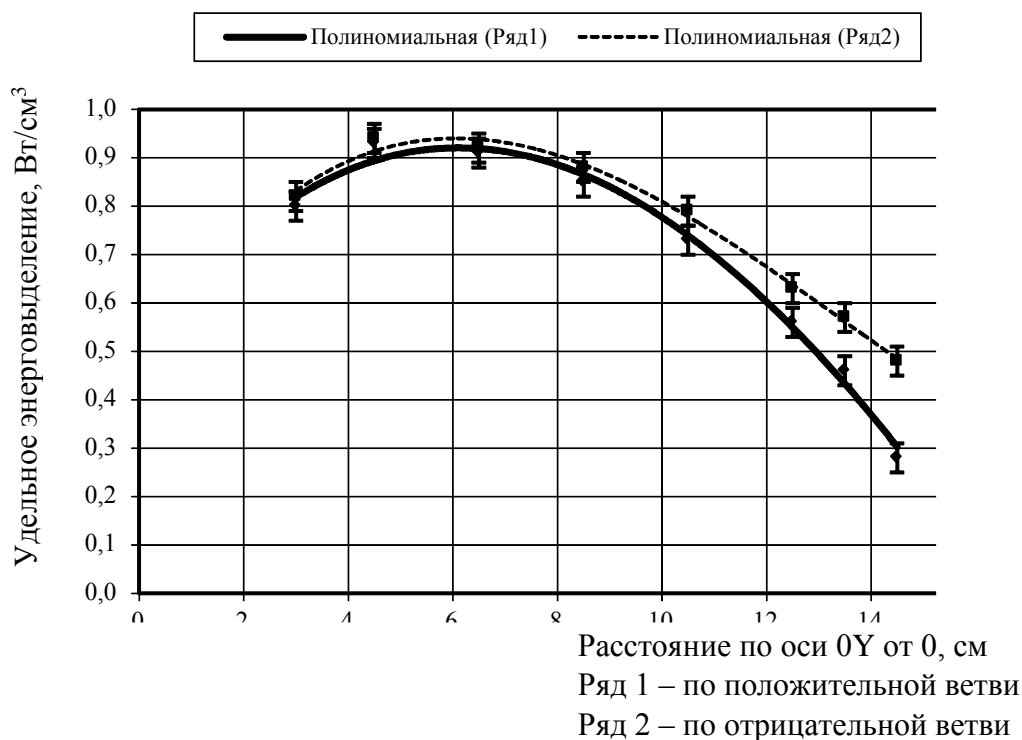


Рисунок 3 – Усреднённое по высоте радиальное распределение удельного энерговыделения по активной зоне

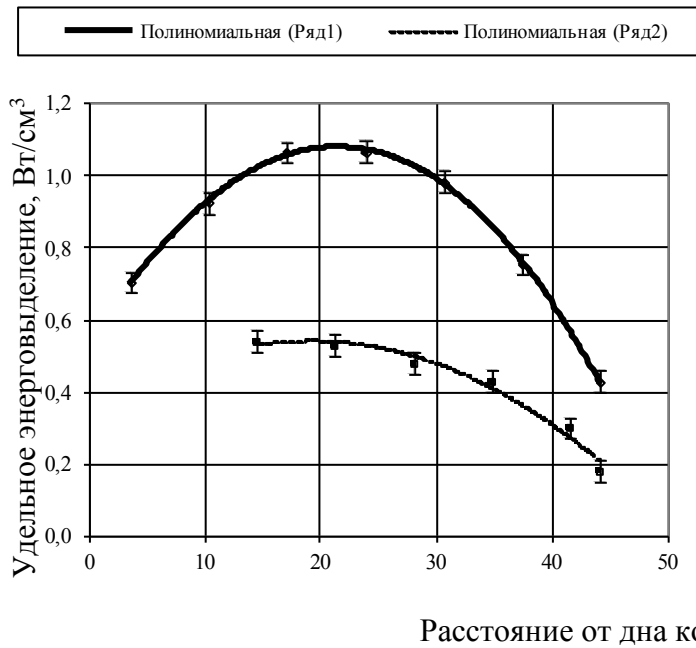


Рисунок 4 – Усреднённые по азимуту распределения удельного энерговыделения по высоте активной зоны на различном расстоянии от оси OZ реактора

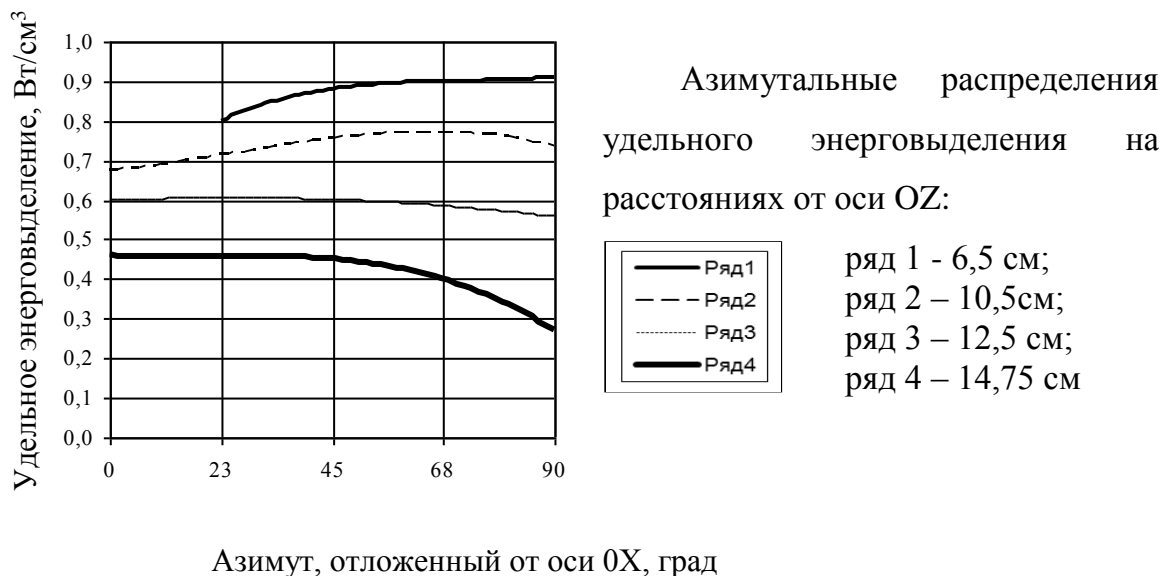


Рисунок 5 – Усреднённое по высоте азимутальное распределение удельного энерговыделения

Существует опасность повышения альфа-активности раствора в начале кампании при переходе на НОУ топливо, которая будет влиять на чистоту целевого продукта при сорбции ^{99}Mo из этого раствора. При проведении расчётов было установлено, что альфа-активность всего раствора в начале кампании почти полностью определяется альфа-активностью ^{234}U , и в дальнейшем произойдёт лишь незначительный её рост.

Так, за 10 лет производства радионуклида ^{99}Mo при допущении, что ^{239}Np и ^{239}Pu не выносятся с сорбентом, альфа-активность ВОУ топлива увеличится в 1,4 раза, а НОУ топлива увеличится в 2,0 раза.

В третьей главе представлены результаты реализации расчётной методики планирования последовательности перевода на НОУ топливо.

Проведению данной процедуры предшествовал анализ возможных вариантов её реализации. Стандартный вариант с полной выгрузкой высокообогащённого уранового топлива и последующей загрузкой заранее подготовленного низкообогащённого был отклонён. В работе был выбран и впервые осуществлён вариант замены топлива без выгрузки ВОУ раствора из реактора.

Принятое решение обуславливалось тем фактом, что за сорок лет эксплуатации в топливном растворе реактора «Аргус» накопилось большое количество долгоживущих высокоактивных радионуклидов. Специального помещения с дополнительным оборудованием для выгрузки ВОУ топливного раствора на комплексе растворных реакторов не предусмотрено.

Вариант замены топлива без выгрузки ВОУ раствора исключил риски, связанные с возможными переоблучением персонала и возникновением СЦР при выгрузке и хранении ВОУ топлива.

На рисунке 6 представлены три фазы проведенной загрузки топлива.

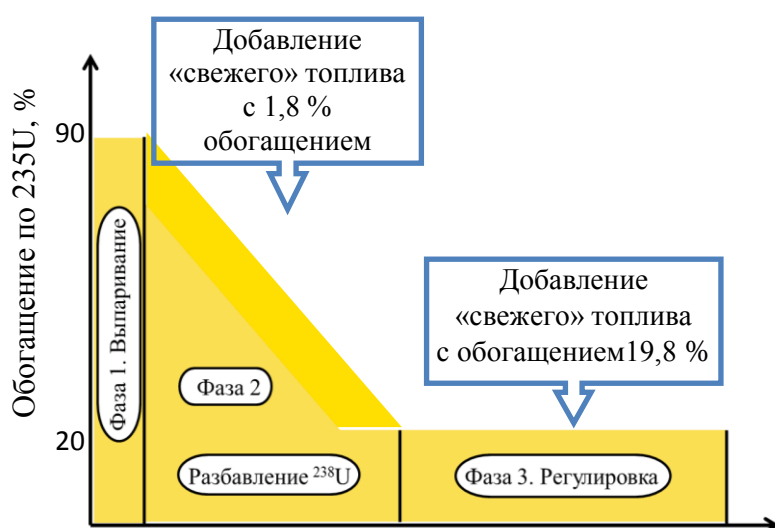


Рисунок 6 – Три фазы загрузки реактора «Аргус» при проведении понижения обогащения

Первая фаза – фаза повышения концентрации ВОУ топлива реактора «Аргус» до расчётной величины. Осуществлена непосредственно в корпусе реактора и проведена с учётом результатов измерений характеристик раствора. Цель достигнута путём выпаривания около 9,2 л воды. Для этого на внешней поверхности трубопровода

системы охлаждения реактора был установлен электрический нагреватель, с помощью которого возможен нагрев раствора до 60°C. При этом происходит заполнение конденсатосборника системы регенерации продуктов радиолиза сконденсированной водой, входившей в состав топливного раствора.

Путём повышения концентрации урана в исходном ВОУ топливном растворе за счёт выпаривания воды происходило освобождение места для дополнительных топливных компонент. Процедуры выпаривания проводились со взведёнными РО аварийной защиты (АЗ), и введёнными остальными РО СУЗ. Для контроля за ходом процедуры с помощью счётчика СНМ-11 измерительной части технологического канала измерения скорости счёта нейтронов за определённый промежуток времени фиксировалось количество нейтронов после каждой выпаренной порции воды и оценивалось изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов с использованием скорости счёта нейтронов при положении РО АЗ на верхних концевиках, затем на нижних и расчётного значения эффективности РО АЗ.

Вторая фаза – фаза понижения обогащения урана за счёт «разбавления» изотопа ^{235}U добавлением изотопа ^{238}U . Процедура проведена с использованием устройства загрузки топлива, отвечающего требованиям ядерной и радиационной безопасности. Проведён залив 8,7 л топливного раствора с обогащением по изотопу ^{235}U 1,8%. Контроль при проведении аналогичен проводимому в первой фазе.

При расчёте параметров раствора второй фазы возникла необходимость разработки процедуры определения ядерных концентраций элементов «водород» и «кислород» материала «топливный раствор». Указанная процедура была верифицирована совместно со всей методикой и не ухудшила общий удовлетворительный результат.

Для расчёта ядерных концентраций элементов "водород" и "кислород" применяется традиционная формула:

$$N = \frac{m_{\text{H}_2\text{O}} \cdot N_{\text{Av}}}{V \cdot M_{\text{H}_2\text{O}}},$$

где N – ядерная концентрация, ядер/см³;

$m_{\text{H}_2\text{O}}$ – масса воды, г;

N_{Av} – число Авогадро, ядер/моль;

V – объем топливного раствора, см³;

M_{H_2O} – молярная масса воды, г/моль.

Учитывая, что масса воды в растворе неизвестна, разработанная процедура предлагает алгоритм определения концентраций элементов «кислород» и «водород» в следующем виде:

$$\nu = \frac{m_U}{M_U} \text{ – количество вещества урана (эквивалентно – всей соли);}$$

ν – количество вещества, моль;

m – общая масса, г;

M – молярная масса, г/моль;

$$m_{\text{соли}} = M_{\text{соли}} \cdot \nu \text{ – масса соли в растворе;}$$

Плотность раствора, меняющаяся с каждой загрузкой, определяется в следующем виде по формуле Маршалла:

$$\gamma_p = \frac{1}{\frac{78,65}{U} - 1,046} + \gamma_{H_2O},$$

γ – плотность, г/см³;

U – весовой процент урана;

$$m_{H_2O} = \gamma_p \cdot V - m_{\text{соли}} \text{ – масса воды, как разница массы раствора и массы соли;}$$

V – объём топливного раствора, см³;

$N_H = 2 \cdot N$ – искомая концентрация водорода;

$N_O = N + 6 \cdot N_U$ – искомая концентрация кислорода.

Третья фаза – фаза доведения загрузки реактора до рабочих параметров. Выполнена по стандартной процедуре путём загрузки 6,4 л топливного раствора с обогащением по изотопу ²³⁵U 19,8%.

Условие верификации расчётной методики перехода на НОУ топливо: все расчётные оценки эффективного коэффициента размножения нейтронов $k_{эф} \in [k_{эф,ср} \pm \Delta_{k_{эф,ср}}]$, где $k_{эф,ср}$ – среднее значение из трёх измеренных на данной загрузке;

$$\Delta_{k_{эф,ср}} = \frac{\Delta_{k_{эф,0,9}}}{\sqrt{n}} = \frac{0,017}{\sqrt{3}} \approx 0,01 \text{ – доверительное значение погрешности оценки среднего из}$$

трёх измеренных.

На рисунке 7 показана зависимость $k_{эф}$ от объёма раствора.

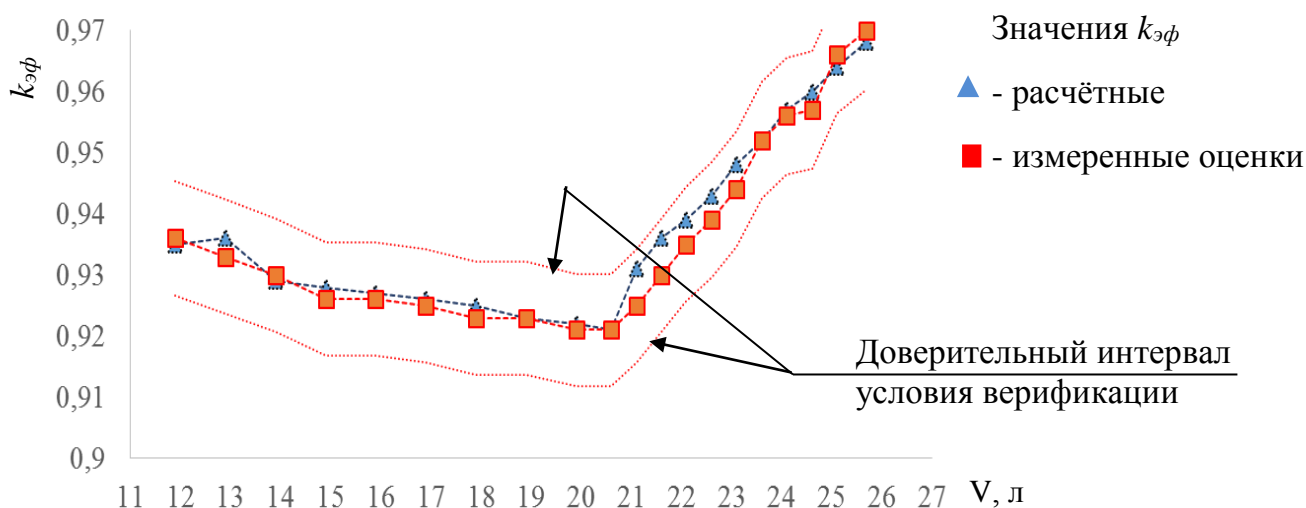


Рисунок 7 - Зависимость значения $k_{эф}$ от объема раствора

Выполненное условие свидетельствует о легитимности методики для планирования загрузки и предварительной расчётной оценки свойств загружаемого топлива.

В четвёртой главе представлено описание методики расчётно-экспериментального обоснования ядерной безопасности реактора «Аргус» с НОУ топливом.

В основу методики заложена последовательная отработка исходных событий аварийных ситуаций с демонстрацией невозможности достижения параметрами реактора пределов безопасной эксплуатации.

При экспериментальной отработке исходных событий аварийные ситуации с самопроизвольным извлечением РО КР моделировались на импульсном реакторе «Гидра», аналоге реактора «Аргус». Технологические аварии моделировались непосредственно на реакторе «Аргус».

Для расчётной отработки исходных событий было специально создано ПС ДАРЕУС. Указанное ПС состоит из двух блоков: первый из которых (КИР) предназначен для решения нейтронно-физических задач, второй блок (ГАРД) - для решения теплогидравлических, теплообменных и прочностных задач.

На рисунках с 8 по 11 представлены результаты расчётной отработки аварийных исходных событий при помощи численных экспериментов в ПС ДАРЕУС.

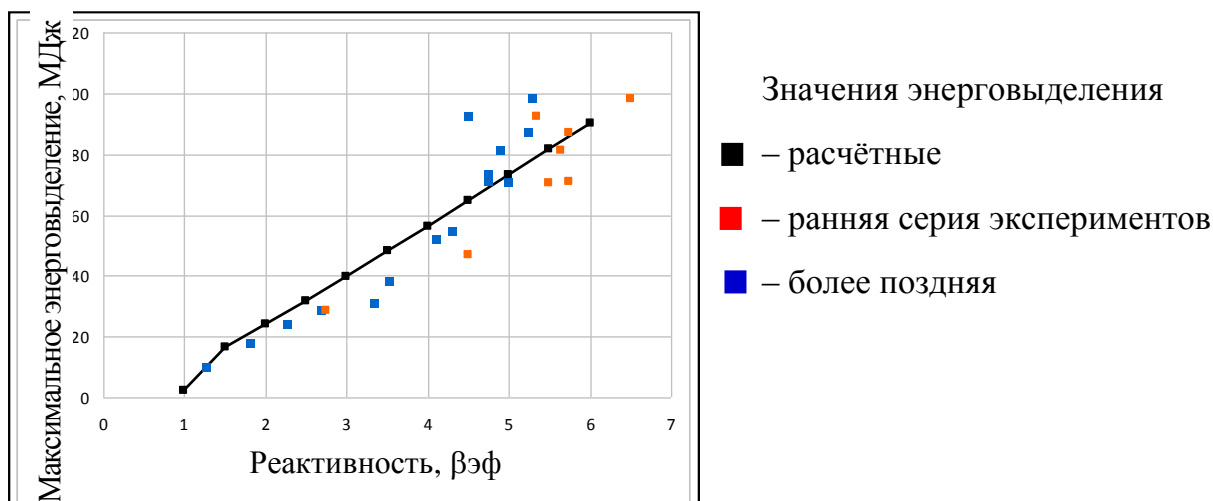


Рисунок 8 – Максимальные энерговыделения в импульсах мощности на реакторе «Гидра» в зависимости от величины вводимой начальной реактивности (верификация ПС ДАРЕУС по результатам экспериментов на реакторе «Гидра»)

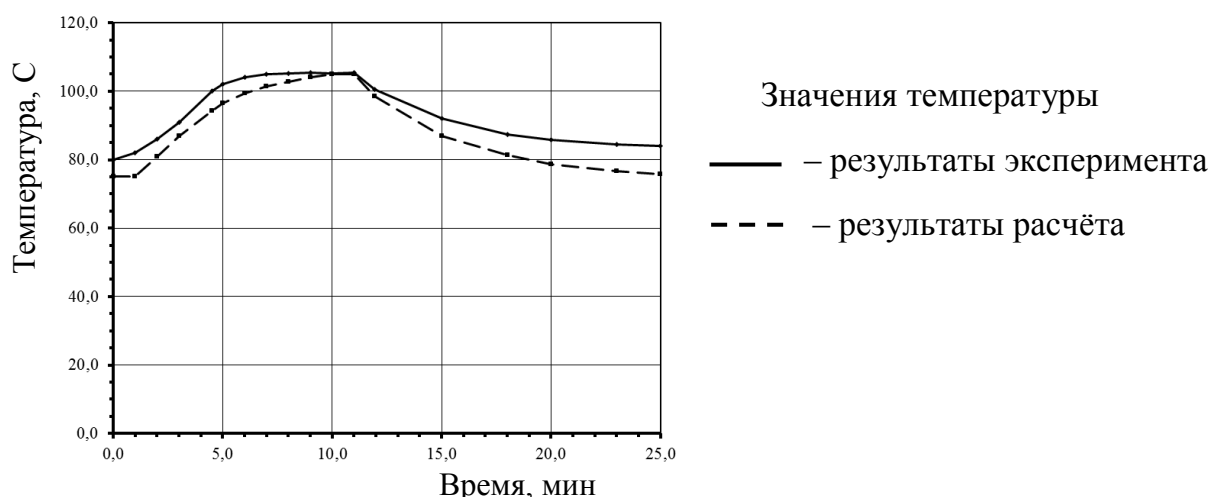


Рисунок 9 – Изменение температуры при останове и последующем запуске насоса первого контура (верификационные расчёты по ПС ДАРЕУС и сравнение с результатами, полученными на реакторе «Аргус» с ВОУ топливом)

На рисунках 8, 9, 11 проиллюстрирована верификация, выполненная по материалам реакторных экспериментов, проведённых за годы эксплуатации на реакторах «Аргус» с ВОУ топливом и «Гидра», на рисунке 10 – расчётный эксперимент на модели реактора «Аргус» с НОУ топливом. Представленные на рисунке 10 значения мощности, температуры и реактивности в зависимости от времени протекания аварийного процесса, вызванного самопроизвольным извлечением РО КР, показывают,

что даже при запроектной аварии максимальные значения температуры раствора и мощности реактора не достигают предельных значений приведенных выше величин.

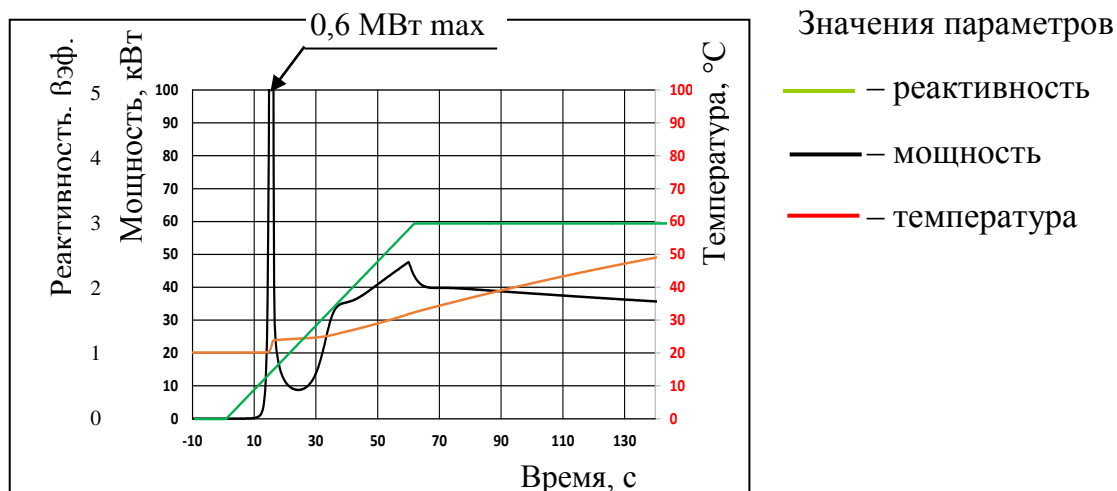


Рисунок 10 – Изменение значений мощности и температуры от вводимой реактивности при аварийном процессе, вызванном самопроизвольным извлечением РО КР реактора «Аргус» с НОУ топливом. Расчёт по ПС ДАРЕУС

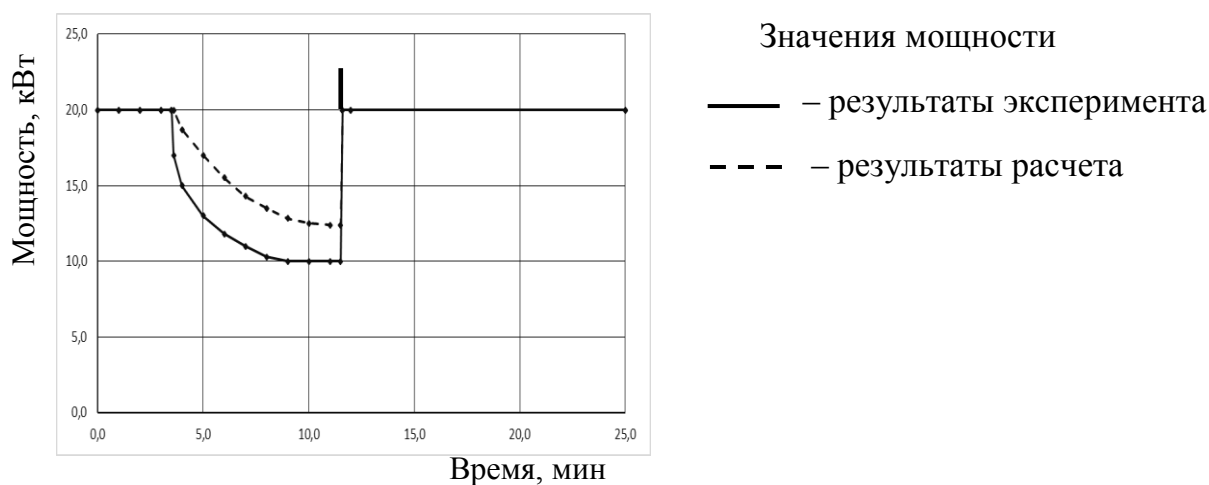


Рисунок 11 – Изменение мощности при останове и последующем запуске насоса первого контура (верификационные расчёты по ПС ДАРЕУС и сравнение с результатами, полученными на реакторе «Аргус» с ВОУ топливом)

Основные результаты и выводы по работе

В соответствии с созданными и верифицированными расчётными методиками проведено обоснование методологии перевода растворного реактора на НОУ топливо непосредственно в корпусе реактора без выгрузки ВОУ топлива, что позволяет избежать возможных рисков переоблучения персонала и возникновения СЦР.

По методике расчёта реактора «Аргус» с НОУ топливом при помощи ПС MCU-RFFI/A показана возможность компенсации отрицательных эффектов реактивности при выводе реактора на номинальную мощность, наличие запаса реактивности на управление реактором и на обеспечение кампании, а также возможность создания требуемой подкритичности. Эта же методика показала отсутствие опасности значительного повышения альфа-активности топливного раствора при переходе на НОУ-топливо.

Методика перевода на НОУ топливо ввела и верифицировала процедуру расчёта ядерных концентраций элементов «водород» и «кислород» материала «топливный раствор». Основным критерием легитимности методики является попадание всех результатов расчетных оценок $k_{эф}$ в зону возможных значений $[k_{эф,cr} \pm \Delta_{k_{эф,cr}}]$, образованную оценёнными экспериментальными значениями $k_{эф,cr}$ и их рассчитанными погрешностями. Его выполнение свидетельствует о возможности её дальнейшего использования для планирования последовательности загрузки НОУ топлива.

Методика обоснования безопасности реактора «Аргус», построенная на принципе последовательной отработки (экспериментальной и расчётной) исходных событий аварийных ситуаций с демонстрацией невозможности достижения параметрами реактора пределов безопасной эксплуатации, подтвердила безопасность реактора «Аргус» с НОУ топливом во всём диапазоне его эксплуатационных параметров.

Итоговым результатом работы является разработанная методология полной либо частичной смены топлива (при понижении обогащения или повышении концентрации урана), основным достоинством которой является ядерная и радиационная безопасность. Методология может быть применена на трёх десятках мировых исследовательских растворных реакторах.

Основное содержание диссертации опубликовано

в ведущих рецензируемых научных журналах и изданиях, определённых Высшей аттестационной комиссией:

1. Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Давиденко О.В., Ковалишин А.А., Лалетин М.Н., Павлов А.К. Программный комплекс ДАРЕУС для моделирования динамики растворных реакторов с использованием метода Монте-Карло. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2017, вып. 5, с. 4-11.

2. Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Давиденко О.В., Ковалишин А.А., Лалетин М.Н., Мясников С.В., Павлов А.К., Павшук В.А., Петрунин Н.В. Использование вычислительного комплекса ДАРЕУС для обоснования ядерной безопасности растворного реактора «Аргус». Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2017, вып. 5, с. 12-18.

3. Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Давиденко О.В., Ковалишин А.А., Лалетин М.Н., Мясников С.В., Павлов А.К., Павшук В.А., Петрунин Н.В., Расчётно-экспериментальное обоснование ядерной безопасности растворного реактора «Аргус». Вопросы Атомной Науки и Техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2018, №2, с. 113-127

в сборниках тезисов и докладов:

4. Абакумов Б.В., Болдырев П.П., Мясников С.В., Павлов А.К., Павшук В.А., Петрунин Н.В., Хвостюнов В.Е., Чувилин Д.Ю. Результаты исследований на растворном реакторе "Аргус" в обоснование малоотходной технологии получения медицинских радионуклидов ^{99}Mo и ^{89}Sr . Труды международной научно-технической конференции "Исследовательские реакторы в XXI веке", 20-23 июня 2006 г., Москва – с. 119.

5. Мясников С.В., Павлов А.К., Павшук В.А., Петрунин Н.В. Конверсия растворного реактора Аргус на НОУ топливо: результаты исследования возможности и план-график конверсии. 34ая международная конференция Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR 2012), г.Варшава, Польша, 14-17 октября 2012 – с. 73-81

6. Болдырев П.П., Голубев В.С., Мясников С.В., Павлов А.К., Павшук В.А., Петрунин Н.В., P.L. Garner, R.M. Lell, A.M. Tentner, N.A. Hanan (Argonne National Laboratory). Конверсия растворного реактора Аргус на НОУ-топливо: приготовление НОУ-топлива, загрузка и достижение критического состояния. Труды 35ой международной конференции Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR 2014), г. Вена, Австрия, 12-16 октября 2014 – с. 78-85

7. Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Давиденко О.В., Ковалишин А.А., Лалетин М.Н., Мясников С.В., Павлов А.К., Павшук В.А., Петрунин Н.В. Расчетно-экспериментальное обоснование ядерной безопасности реактора «Аргус». Научно-техническая конференция по нейтронно-физическим проблемам атомной энергетики. Нейтроника-2017. г. Обнинск, 29 ноября-1 декабря 2017 – с. 45