



Министерство науки и высшего образования
Российской Федерации
Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»
Национальный исследовательский ядерный университет
«МИФИ»
Обнинский институт атомной энергетики

БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ – AtomFuture 2025

XXI Международная научно-практическая
конференция

Тезисы докладов

Обнинск, 01-02 декабря 2025 г.

Обнинск 2025

УДК 621.039.58:331.1

ББК 31.4

Т 35

Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2025.
XXI Международная научно-практическая конференция:
Тезисы докладов. Обнинск, 01-02 декабря 2025 г. – Обнинск:
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2025. – 252 с.

Конференция проводится с целью выявления талантливых студентов, магистрантов, аспирантов, молодых ученых и специалистов.

Проведение Конференции направлено на решение следующих задач:

- стимулирование научно-исследовательской и прикладной деятельности молодежи;
- выявление новых идей и разработок;
- организация обмена мнениями и сотрудничества среди молодежи;
- содействие в научно-технической и рационализаторской работе молодых специалистов.

Все работы представлены в авторской редакции.

Материалы получены до 10 декабря 2025 г.

ISBN 978-5-7262-3221-8

Учредители конференции

Национальный исследовательский ядерный университет
«МИФИ»

Организатор конференции

Обнинский институт атомной энергетики – филиал
Национального исследовательского ядерного университета
«МИФИ».

© ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2025

© Авторы, 2025

СЕКЦИЯ I
РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС

**НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БН
СО СВУТ МОКС ТОПЛИВОМ**

Чекаленко М.Е., Исанов К.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Для реализации замкнутого топливного цикла, в частности для расширенного воспроизводства топлива предъявляются жесткие требования к параметрам замыкания топливного цикла, компоновке активной зоны и blankets и особенно топливу [1].

В настоящее время решается задача обеспечения топливом строящегося БН, которая включает поиск приемлемого промышленно-технологического решения изготовления, транспортировки и обоснования работоспособности топлива. Одним из вариантов является смешенное виброуплотненное топливо (СВУТ).

Видимым преимуществом такого топлива следует считать упрощение технологической схемы производства, причем дополнительным аргументом служит возможность добавления к топливу долгоживущих трансурановых элементов, таких, как америций и кюрий. Помимо этого, виброуплотненное топливо обладает достаточно высокой объемной пористостью от 10 до 20—25%, благодаря которой набухание для данного вида топлива не критично [2]. Это позволяет использовать более плотное топливо, способствующее увеличению коэффициента воспроизводства, при этом компактное таблеточное топливо проявляет значительную склонность к набуханию.

Однако предлагаемая технология имеет принципиально важную особенность: на выходе технологического процесса получается, в сущности, полуфабрикат. Заключительное спекание виброуплотненной смеси осуществляется уже в действующем реакторе. Поэтому не могут быть обеспечены универсальные унифицированные условия, однозначно гарантирующие доведение ТВЭЛов с виброуплотненным

топливом до состояния, сопоставимого с состоянием ТВЭЛОВ, снаряженных таблеточным топливом.

В данной работе проведено исследование влияния СВУТ МОКС топлива различной плотности на основные нейтронно-физические характеристики активной зоны БН, рассматривался плутоний качества БН.

В качестве расчетной модели был выбран реактор БН. Были рассчитаны семь рециклов, определены необходимая доля плутония подпитки в зависимости от плотности топлива, после вывода системы на стационар перегрузок для топливной кампании 330 эффективных суток. В дальнейшем была проведена сравнительная характеристика СВУТ топлива различной плотности, рассматривались такие характеристики, как коэффициент воспроизводства, масса минорных актинидов, а также изотопные составы.

Литература

1. Лемехов С.Е., Пономарев-Степной Н.Н. Поведение виброуплотненного смешанного топлива в БН-800. - Атомная энергия, т. 111, вып. 4, октябрь 2011

2. Кинёв Е.А., Цыгвинцев В.А., Барыбин А.В., Пастухов В.И. Эволюция МОКС-топлива и её влияние на оболочки ТВЭЛОВ из аустенитных сталей // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. – 2019. – №5. – С. 105-114.

ВЛИЯНИЕ РАЗЛИЧНЫХ ПРОЦЕССОВ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ С ВЕЩЕСТВОМ НА ВЫХОД ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ ИЗ МИШЕНЕЙ, ОБЛУЧАЕМЫХ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИМ ПУЧКОМ ТОРМОЗНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

*Папуша И.П., Демин В.М., Кудинов В.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В современном мире наметилась тенденция перехода к высокоэнергетическим ускорителям электронов. При анализе прохождения высокоэнергетических пучков ионизирующего

излучения ускорителей через вещество для любой среды при любых значениях параметров вещества A и Z необходимо учитывать воздействие комплексного электронно-фотонного излучения, в том числе и воздействие тормозного излучения.

Интересующая нас область высоких энергий тормозных фотонов в диапазоне от 1 до 300 МэВ отражена на рис. 1. Спектры падающего на мишень тормозного излучения получены авторами по методике, указанной в работе [1].

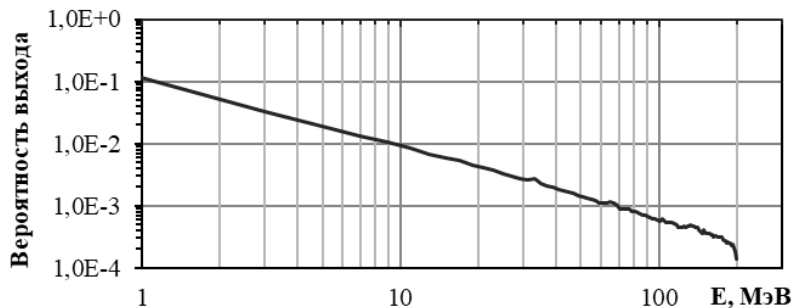


Рис. 1. Спектр тормозного излучения за мишенью из меди в диапазоне углов $0 \div 1^\circ$ после облучения моноэнергетическими электронами с энергией 200 МэВ

В области более низких энергий до 10 МэВ для фотонов преобладает сечение комптоновского рассеяния, а в области более высоких энергий - сечение образования электрон-позитронных пар. Для алюминия значения сечений данных процессов сравниваются при энергиях 15-16 МэВ. Спектр тормозного излучения вида $1/E$ (рис. 1) приводит к тому, что вклад обоих процессов становится сопоставимым во всем энергетическом диапазоне.

В данной работе с помощью программы Geant4 исследован выход заряженных частиц за мишенью из алюминия толщиной 2 мм при облучении тормозным излучением с различной верхней границей спектра - 50, 100, 200 и 300 МэВ.

Анализ полученных результатов показывает, что вклад комптоновского рассеяния в выход электронов превосходит вклад в выход от процесса образования электрон-позитронных

пар. Вследствие этого, суммарный выход электронов из алюминиевой мишени больше выхода позитронов (табл.1).

Табл. 1. Отношение суммарного выхода электронов к количеству вышедших позитронов в зависимости от верхней границы спектра

Верхняя граница спектра, МэВ	Отношение выхода, e^-/e^+
50	4,1
100	3,0
200	2,4
300	2,2

Превосходство процесса комптоновского рассеяния фотонов над эффектом образования электрон-позитронных пар в легких средах уменьшается с ростом максимальной энергии спектра тормозного излучения. При максимальной энергии спектра 300 МэВ вклад процессов комптоновского рассеяния становится достаточно близким к вкладу процессов образования электрон-позитронных пар. В результате отношение количества вышедших из мишени электронов к количеству вышедших позитронов стремится к двум.

Превосходство количества выходящих электронов проявляется в области энергий заряженных частиц до 10 МэВ.

Литература

1. Кудинов В.В., Смирнов В.В. Прохождение электронов с энергией 2-8 МэВ в материалах и выход тормозного излучения из слоев материалов различной толщины. - М.: МИФИ, 2005.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ МНОГОКРАТНОГО РЕЦИКЛА АМЕРИЦИЯ И ПЛУТОНИЯ ПРИ ГОМОГЕННОЙ УТИЛИЗАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН

*Чипчикова В.Д., Исанов К.А., Закиров Н.А.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск*

Актуальной задачей на ближайшее будущее является переход к замкнутому ядерному циклу (ЗЯТЦ). Необходимость перехода к ЗЯТЦ обусловлена несколькими факторами: истощение природных запасов урана, накопление энергетического плутония

и минорных актинидов (МА). Возможность глубокого выжигания МА обеспечивается нейтронно-физическими свойствами быстрых реакторов, чей спектр позволяет трансмутировать ядра америция, минимизируя их дальнейшее накопление. Как следствие дополнительным аспектом ЗЯТЦ является замыкание топливного цикла в том числе и по минорным актинидам.

Для полномасштабного перехода энергетики на быстрые реакторы необходимо вовлечение плутония различного изотопного состава, а это влечёт за собой сложности, связанные с изменением основных нейтронно-физических характеристик активной зоны [1]. Кроме того, изотопный состав плутония также влияет на эффективность и глубину утилизации америция.

Значительную часть МА в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ) составляют изотопы америция, а именно Am^{241} . Основным каналом образования америция является «старение» плутониевого ОЯТ по мере выдержки и старения плутония [2]. Эффективность выжигания америция определяется балансом между его наработкой и выжиганием, зависящим от изотопного состава, доли и массы плутония в топливе

В работе исследуется три варианта вовлечения америция для гомогенного выжигания при многократном рецикле, с долей содержания 1%, 2% и 3% в свежем топливе с различным изотопным составом плутония. Также, эффективность утилизации МА при рецикле с различной долей америция рассматривается для МОКС-топлива с различным изотопным составом. В работе рассмотрены основные виды энергетического плутония, накопленные по состоянию на 2025 год - УОКС БН, МОКС БН, УОКС ВВЭР и УОКС РБМК. Была проведена оценка эффективности утилизации америция по мере рецикла, темпов накопления кюрия при рецикле, проектных ограничений тепловыделения для СТВС и ОТВС.

Литература

1. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А., Коробейникова Л.В., Крячко М.В., Першуков В.А., Троянов В.М. Возможность выжигания америция в быстрых реакторах // Атомная энергия, 2020, т. 128, выпуск 2, с. 82–87.

2. Исанов К. А., Сусакин В. А., Елисеев В. А., Гулевич А. В. Исследование влияния изотопного качества плутония МОКС-топлива на накопление и эффективность выжигания минорных актинидов в реакторе типа БН // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2024, выпуск 4, с 137–152.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫЖИГАНИЯ АМЕРИЦИЯ-241 НА ДОЛГОСРОЧНОЕ СНИЖЕНИЕ АКТИВНОСТИ

*Постика Г.В., Ивановская И.С., Исанов К.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Ключевым вектором развития атомной энергетики становится переход к замкнутому ядерному топливному циклу (ЗЯТЦ), что является важнейшей стратегической задачей, обусловленной: истощение дешёвых природных запасов урана и растущие объёмы отработавшего ядерного топлива, требующие безопасного долговременного хранения. Концепция ЗЯТЦ заключается в вовлечении с повторным использованием урана и плутония, которые могут быть переработаны для изготовления нового топлива, что значительно увеличивает топливную базу и сокращает объёмы высокоактивных отходов. Однако основной нерешенной проблемой является обращение с минорными актинидами — наиболее токсичными и долгоживущими элементами, и поиск эффективных путей их трансмутации и выжигания определяет конечную экологическую и экономическую целесообразность всей концепции.

Трансмутация америция-241 является ключевым методом снижения долговременной радиотоксичности и биологической опасности отработавшего топлива. Эффективность этого процесса напрямую зависит от глубины утилизации, чем выше глубина трансмутации исходного америция в короткоживущие осколки деления, тем более значительно и быстро снижается общая активность материала в период выдержки после облучения. Таким образом, высокая глубина выжигания

позволяет «перевести» долгоживущую опасность в короткоживущую, радикально ускоряя снижение радиологической нагрузки на систему окончательной изоляции отходов.

В работе исследуется влияние глубины утилизации и трансмутации америция на темпы снижения активности, тепловыделения, радиотоксичности и биологической опасности в течение выдержки, а также снижения объемов боросиликатной матрицы для остекловывания продуктов трансмутации и исходного америция.

Литература

1. Хомяков А.Ю. Эффективность трансмутации минорных актинидов в реакторах на быстрых нейтронах при различных критериях. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2024, № 3, с. 77–89.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ЯЧЕЙКИ НА ДОСТИЖЕНИЕ РЕЖИМА БРИДИНГА ТОРИЕВОГО ТОПЛИВА

*Фирсов Е.И. Внуков Р. А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

Торий, как воспроизводящий материал, неизбежно будет использоваться в ядерной энергетике. Поэтому актуальным является рассмотрение сценариев его применения. В сложившейся конъюнктуре в качестве сценариев начального этапа внедрения тория в ядерную энергетику следует рассмотреть: наработку ^{233}U посредством облучения диоксида тория в бланкетах быстрых реакторов; наработку ^{233}U или использование ториевого топлива при размещении диоксида тория в ТВС тепловых реакторов. Сценарии более поздних этапов использования будут ориентированы на достижение режимов бридинга в специализированных ториевых установках. Определение оптимальных параметров таких установок требует рассмотрения влияния широкого круга параметров элементарной ячейки на установление режима бридинга.

В работе варьировалось 6 параметров ячейки: материал топлива (Th-Pu, Th-U³ и U⁸-U⁵), замедлителя (D₂O, H₂O, Na, Pb), плотность замедлителя ($\pm 30\%$ от рабочей плотности прототипа), доля делящихся материалов в топливе (1, 3, 6, 9, 15, 20, 25, 30 %), радиус твэла (0.1, 0.4, 0.8, 1.2, 1.6, 2.0 см), радиус окружности, вписанной в шестигранную ячейку (0.1, 0.5, 1, 1.5, 2, 2.5, 3, 4, 5, 6 см). Двухмерная модель ячейки представлена двумя зонами: топливом и замедлителем.

В качестве результатов расчетов в ПК, реализующем метод Монте-Карло, для каждого материального состава (12 комбинаций топливо/замедлитель) получено распределение пар значений K_{inf} , KB от значений каждого из 6 параметров в виде приведённом на рисунке 1. Также рассматривалась зависимость K_{inf} , KB от отношения площадей занимаемых замедлителем и топливом в ячейке; отношения числа ядер замедлителя и топлива ($W_{ад}$); отношения сечений радиационного захвата к делению на изотопе ^{239}Pu (α ^{239}Pu).

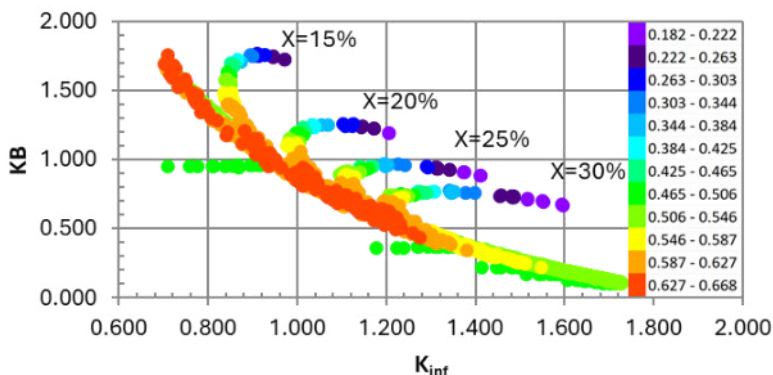


Рис 1. Зависимость соотношения значений KB и K_{inf} от значения α ^{239}Pu (цветом) для материального состава Th-Pu/D₂O

Оптимальная ячейка определялась, как ячейка с наибольшим коэффициентом накопления (при выгорании до 70 МВт/сут*кг и значении плотности мощности, соответствующему реактору типа ВВЭР-1200) среди ячеек с K_{inf} и KB превышающими единицу на протяжении выгорания (режим бридинга).

По результатам расчётов наиболее значимыми параметрами, от которых зависит установление режима бридинга в ячейке, являются параметры обогащения топлива и $\alpha^{239}\text{Pu}$, так как только в определенном диапазоне обогащений бридинг в принципе достижим, и при определенных значениях $\alpha^{239}\text{Pu}$ (с этим обогащением) достигается максимум коэффициента накопления.

Влияние жёсткости спектра особенно выражено для топлива Th-Pu. В то время как для топлив Th-U³ и U⁸-U⁵ изменение $\alpha^{239}\text{Pu}$ во всем рассматриваемом диапазоне приводит к росту K_{inf} и КВ на единицы процентов, изменение $\alpha^{239}\text{Pu}$ в рассматриваемом диапазоне для топлива Th-Pu приводит к изменению K_{inf} и КВ в большую сторону на десятки процентов.

Геометрические характеристики ячейки и плотность замедлителя, определяющие $W_{\text{ял}}$, имеют вторичное значение с точки зрения нейтронно-физического расчёта, поскольку существует множество их комбинаций, соответствующих оптимуму $\alpha^{239}\text{Pu}$.

Получены параметры оптимальных ячеек. Например, для Th-U³/D₂O наибольший коэффициент накопления составил 1.057 при значении $\alpha^{239}\text{Pu}$ равном 0.39 и обогащении 9%. Оптимальная ячейка имела следующие характеристики: радиус твэл 0.4 см, радиус ячейки 0.5 см, плотность D₂O 0.3 г/см³.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ДОБАВОК В РИТЭГ НА ОСНОВЕ ^{238}Pu

*Орлов А.Е., Шестаков А.Н., Нурмухаметов А. Л., Иванов А. И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Атомная энергетика исторически развивалась в сторону создания и улучшения реакторных установок, чей принцип работы основан на расщеплении ядер тяжелых элементов. Данные устройства эффективны, однако требуют для своего обслуживания наличие многочисленного персонала. Практика показала, что в случаях, когда нет необходимости в большом количестве энергии, а важна компактность и автономность

полезными могут оказаться радиоизотопные термоэлектрические генераторы (РИТЭГ)

РИТЭГи, срок службы которых для некоторых проектов, впрочем, недостаточен [1].

В исследовании рассматривается вопрос увеличения срока службы РИТЭГов, работающих на ^{238}Pu с содержанием менее 85%. Указанное условие связано со сложностью получения более чистого вещества из ^{241}Am . С другой стороны, при использовании ^{237}Np наблюдаются завышенные значения ^{236}Pu . В связи с этим актуально рассмотрение вариантов смешанных оксидов Am и Np как источников ^{238}Pu .

На текущем этапе разработана модель тепловыделения сферы чистого ^{238}Pu аналитически и при помощи метода Монте-Карло в программном комплексе Geant4 (Рис. 1).

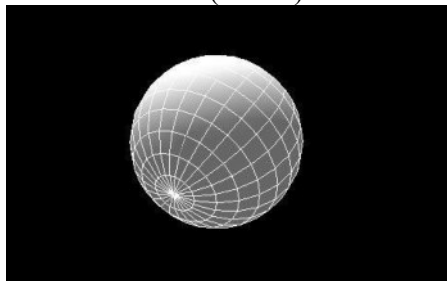


Рис. 1. Изометрия модели в Geant4

Были проведены аналитические вычисления для энергосодержания сферы из ^{238}Pu . Расчеты показали, что его удельная тепловая мощность равна 0,55–0,57 Вт/г.

В предположении чистоты ^{238}Pu рассмотрена ситуация гомогенной добавки бериллия, который в перспективе возможно использовать в качестве источника нейтронов (по α, n -реакции). В соотношении 50% удельная мощность упала до 0.29 Вт/г из-за разбавления топлива, однако прирост за счет α, n -реакции составил 0.002 Вт/г. Очевидно, при добавлении ^{239}Pu взамен ^{238}Pu прирост энергосодержания будет выше. Однако актуально рассмотреть различные варианты размещения бериллия, оценить необходимость использования дополнительных замедлителей

нейтронов, а также поглотителей, которые будут не допускать их выхода за радиоизотопного топлива.

Литература

1. Лазаренко Ю.В., Пустовалов А.А., Шаповалов В.П. Малогабаритные ядерные источники электрической энергии. – М.: Энергоатомиздат, 1992. – 208 с.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В КАЧЕСТВЕ ВЫГОРАЮЩИХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1200

*Ширкова Д.Е., Терехова А.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В контексте развития двухкомпонентной ядерной энергетики и замыкания ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) ключевой задачей является эффективное управление облученным ядерным топливом (ОЯТ). Значительный вклад в долговременную радиотоксичность и остаточное тепловыделение ОЯТ вносят минорные актиниды (МА) – нептуний, америций и кюрий. Перспективным методом снижения их негативного воздействия является трансмутация МА непосредственно в энергетических реакторах путем их включения в топливную матрицу в качестве интегрированных выгорающих поглотителей [1-2].

В представленном исследовании выполнено численное моделирование нейтронно-физических характеристик активной зоны водо-водяного энергетического реактора ВВЭР-1200 с топливом, содержащим диоксид америция-241 ($^{241}\text{AmO}_2$). Моделирование проводилось с использованием программного комплекса реализующего метод Монте-Карло. Проанализированы конфигурации топливных композиций с различным содержанием $^{241}\text{AmO}_2$ (2, 8 и 10 мас. %) для оценки его влияния на кампанию активной зоны.

Результаты расчетов показывают, что введение $^{241}\text{AmO}_2$ в топливо ВВЭР-1200 оказывает существенное влияние на поведение эффективного коэффициента размножения (k_{eff}) в течение топливной кампании. Установлено, что использование

америция в качестве выгорающего поглотителя приводит к выравниванию поля энерговыделения. Наибольшая эффективность трансмутации и минимальное негативное воздействие на продолжительность кампании наблюдаются при умеренных концентрациях МА (2–4%) в таблетке тепловыделяющего элемента с выгорающим поглотителем.

Проведенные исследования подтверждают техническую осуществимость и потенциальные преимущества применения минорных актинидов, в частности америция, в качестве выгорающих поглотителей в реакторах типа ВВЭР. Данный подход способствует не только решению задачи повышения рациональности использования ядерного топлива, но и значительному снижению радиотоксичности высокоактивных отходов, что является важным шагом на пути к реализации устойчивого замкнутого топливного цикла.

Литература

1. OECD/NEA. Minor Actinide Burning in Thermal Reactors. OECD Publishing (2014).
2. Shelley A., Ovi M.H. Utilization of Americium as a Burnable Absorber in a VVER-1200 Reactor // Nuclear Engineering and Technology. 2021. Vol. 53. P. 2454–2463.
3. Колесов В.В., Коробейников В.В., Исанов К.А. Использование минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей в тепловых ядерных реакторах // Ядерная энергетика. 2025. №1. С. 141–151.

НАРАБОТКА ПЛУТОНИЯ-238 В РЕАКТОРАХ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

*Воронцова А.А., Лапин А.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Основное использование ^{238}Pu приходится на производство источников тепла для радиоизотопных термоэлектрических генераторов (РИТЭГ) из-за подходящих свойств для длительного энергообеспечения в условиях отсутствия источников питания[1]. Для него в качестве источника тепловой энергии

существуют некоторые ограничения, касающиеся его изотопного состава [2].

В данной работе предлагается рассмотреть возможность наработки плутония-238 в реакторе МТИР-СКД, обладающим сверхкритическими параметрами теплоносителя [3]. В качестве модели облучательного устройства, устанавливаемого в количестве одной штуки вместо сборки стального отражателя (рис. 1) из первого ряда, использовалась сборка из 30 мишеней из NpO_2 , расположенных в форме кольца, внутри которого находится стержень замедлителя из BeO , ZrH_2 и стали.

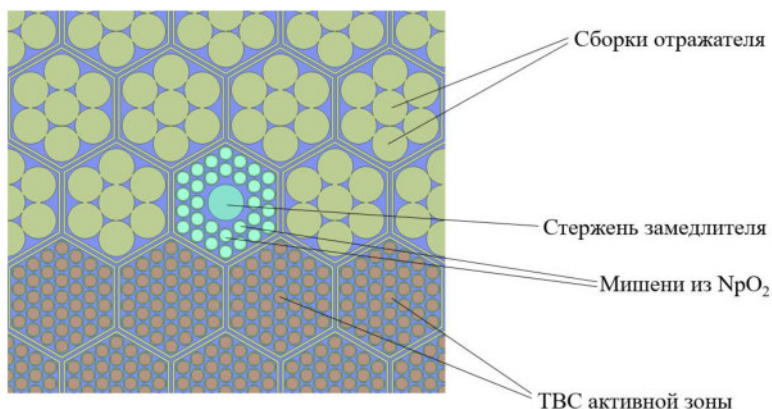


Рис. 1. Поперечный срез модели

Рассматривались разные плотности оксида нептуния и оценивалось их влияние на изотопные и химические составы выгружаемого топлива при облучении мишеней сроком до десяти лет, однако самым оптимальным вариантом с позиции соблюдения требований по качеству получаемого плутония оказывается пятилетнее облучение со сниженной плотностью.

Максимальный объем наработки (на 1800 эффективных суток) составляет 1.4 кг на одно облучательное устройство с подходящим качеством плутония-238 (95% ^{238}Pu [2]), однако есть избыток по содержанию ^{236}Pu : требуемая концентрация ^{236}Pu не должна превышать 2 ppm [2], а в данном случае его содержание становится равным 34,9 ppm, что требует выдержки полученныхборок.

Литература

1. Zhang A., Yu C., Xia S., Cui Y., Wu C., Cai X., Chen J. Analysis of producing ^{238}Pu as a byproduct in an MSFR // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 150. – Article 108104. – DOI: 10.1016/j.anucene.2020.108104.
2. Шмелев А.Н., Гераскин Н.И., Апсэ В.А., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Глебов В.Б. Оценка возможности крупномасштабной наработки ^{238}Pu в энергетическом реакторе типа ВВЭР-1000. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 3. – С. 118-126. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.3.10>
3. Нейтронно-физические особенности реактора МТИР-СКД как экспериментальной базы для отработки перспективных легководных реакторных технологий / А. С. Лапин, В. Ю. Бландинский, В. А. Невиница [и др.] // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2024. – № 3. – С. 18-31. – DOI 10.26583/npe.2024.3.02.

АНАЛИЗ ВЫГОРАНИЯ ИЗОТОПА БОРА-10 В ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ ПЕРВОГО КОНТУРА ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ТОПЛИВНЫХ ЗАГРУЗОК ЭНЕРГОБЛОКОВ №1 И №2 БЕЛОРУССКОЙ АЭС

Салькевич Я.А., Лаврова В.С.

ГП «Белорусская АЭС», г. Островец, Республика Беларусь

Согласно эксплуатационной документации Белорусской АЭС, в течение всей кампании персонал ядерно-физической лаборатории ОЯБ проводит мониторинг эксплуатации активной зоны реактора, который включает в себя сопоставление значений критической концентрации борной кислоты.

При работе на мощности расчетная критическая концентрация борной кислоты не должна отличаться от измеренной более чем на 0,6 г/кг, что прописано в Номенклатуре эксплуатационных нейтронно-физических расчетов, а также установлено как эксплуатационный предел в Технологическом регламенте безопасной эксплуатации (далее – ТРБЭ) [1].

Во время эксплуатации первой топливной загрузки энергоблока № 2 было зафиксировано достижение

эксплуатационного предела по расхождению значений измеренной и расчетной критической борной кислоты. Для исследования потенциальных причин такого расхождения значений в течение второй топливной загрузки были проведены измерения атомной доли изотопа ^{10}B , которые показали снижение атомной доли данного изотопа в теплоносителе первого контура относительно данных входного контроля.

Для первой топливной загрузки энергоблока №2 на основании данных о расхождении расчётной и измеренной концентрации борной кислоты была произведена корректировка поправочного коэффициента РОСВ1 до значения 0,97, что обеспечило соблюдение эксплуатационного предела по разнице между рассчитанной и измеренной концентрации борной кислоты не более 0,6 г/кг.

В данный момент для исследования возможного влияния выгорания ^{10}B на расхождение расчетной и измеренной концентрации борной кислоты на предприятии разработана программа определения содержания ^{10}B в смеси изотопов бора, содержащихся в борной кислоте, а также проводится ежемесячное измерение содержания изотопа ^{10}B в теплоносителе первого контура на энергоблоках № 1 и № 2.

Табл.1 Результаты измерения содержания ^{10}B в смеси изотопов бора, содержащихся в борной кислоте для энергоблока №1 и №2

№ п/п	Энергоблок № 1, топливная загрузка № 4		Энергоблок № 2, топливная загрузка № 2	
	Дата измерения (эфф.сут.)	Атомная доля ^{10}B	Дата измерения (эфф.сут.)	Атомная доля ^{10}B
1	07.02.2025 (9,9 сут)	20,0 (20,0)	18.02.2025 (73,76 сут)	20,0 (19,5)
2	11.03.2025 (42,9 сут)	20,9 (19,9)	20.03.2025 (103,7 сут)	19,4 (19,4)
3	09.04.2025 (72,0 сут)	20,0 (20,1)	11.04.2025 (125,7 сут)	19,6 (19,5)
4	06.05.2025 (98,9 сут.)	19,7 (19,8)	07.05.2025 (151,7 сут)	19,3 (19,4)
5	24.06.2025 (147,8 сут.)	20,2 (20,1)	25.06.2025 (200,6 сут.)	19,1 (19,0)
6	05.08.2025 (187,6 сут.)	19,4 (19,6)	05.08.2025 (231,6 сут.)	20,1 (19,9)
7	26.08.2025 (208,3 сут.)	19,1 (19,5)	27.08.2025 (253,7 сут.)	19,8 (20,0)
8	30.09.2025 (241,9 сут.)	19,2 (19,5)	30.09.2025 (287,5 сут.)	20,2 (19,8)
9	28.10.2025 (269,9 сут)	18,9 (18,9)	28.10.2025 (315,5 сут.)	20,3 (20,9)

Полученные результатам ежемесячного определения содержания ^{10}B в смеси изотопов бора подтверждают наличие выгорания изотопа ^{10}B в процессе эксплуатации топливных загрузок и его возможное влияние на значение

концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура, что в свою очередь может привести к нарушению эксплуатационного предела.

Выполняемое исследование требует продолжения анализа данных и проведения соответствующих расчетов. Детальное изучение данного процесса может помочь разработать поправку для расчетных данных, которая будет учитывать выгорание ^{10}B и позволит повысить уровень достоверности получаемых результатов в процессе проведения мониторинга.

Литература

1. Номенклатура эксплуатационных нейтронно-физических расчетов и измерений для топливных загрузок ВВЭР-1200 для Белорусской АЭС. – Островец: ГП «Белорусская АЭС», 2022.

АНАЛИЗ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ЗАМКНУТОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В РОССИИ

*Кулакова В.А., Кожухов Н.Н.
ФГБОУ ВО ВГТУ, г. Воронеж*

Одной из причин почему ядерная энергетика не может считаться «зеленой» это ядерное топливо, которое после отработки нельзя полностью утилизировать или переработать, что оставляет достаточно большое количество опасных радиоактивных отходов.

После того как топливо отработает в реакторе от 1 до 1,5 лет его извлекают и совершают новую загрузку топлива в реактор. Утилизировать или переработать полностью ядерное топливо сейчас невозможно, что приводит к необходимости постройки хранилищ. Отработанное ядерное топливо после извлечения проходит стадию временного хранения в специальных бассейнах выдержки. Эти емкости заполняются водой с добавлением борной кислоты, что обеспечивает необходимый уровень охлаждения и радиационной защиты. По истечении нескольких лет хранения ОЯТ транспортируется в специализированные

стационарные хранилища, где происходит его совместное захоронение с отходами с других атомных электростанций.

Один из перспективных способов переработки ОЯТ заключается в организации технологии замкнутого топливного цикла. Ключевое преимущество замкнутого ЯТЦ заключается в возможности многократного использования ядерных материалов, что не только повышает экономическую эффективность производства энергии, но и повысит процент выработки топлива и позволит снизить его активность перед захоронением

Технологический процесс предприятий ядерного топливного цикла включает несколько ключевых этапов. Начальной стадией является добыча урановой руды, которая последовательно проходит этапы очистки и обогащения. Полученное ядерное топливо загружается в тепловыделяющие элементы (ТВЭЛ), которые размещаются в активной зоне реактора до момента плановой замены. После выработки ТВЭЛ подвергаются длительному хранению и последующей утилизации.

Особенностью замкнутого ядерного цикла является возможность повторного использования отработанного ядерного топлива. В рамках этой технологии ОЯТ служит сырьем для производства новых видов топлива, включая МОКС-топливо и РЕМИКС-топливо, что позволяет существенно повысить эффективность использования ядерных ресурсов. В их состав входят оксиды двух основных компонентов: природного или обогащенного урана, а также плутония, извлеченного из отработанных ядерных материалов. Это приводит к четырёхкратному сокращению отходов и сокращению срока их радиоактивности. При производстве МОКС и РЕМИКС топлива экономия природного урана составит 12,5% и 22% от изготовления топлива из полностью природного урана соответственно. Из минусов, после отработки такое топливо наполняется слишком большим количеством лишних изотопов, что приводит к образованию отходов. К сожалению, нынешние технологии не позволяют полностью переработать ОЯТ (рис.1).

Замыкание ядерного топливного цикла позволит перейти к инновационной двухкомпонентной системе энергопроизводства. Она заключается в использовании комплекса из 2 видов

реакторов водо-водяного со спектральным регулированием (работающий на тепловых нейтронах) и на быстрых нейтронах. Использование первого типа реактора позволит сократить потребление природного урана при изготовлении топлива, а реактор второго типа позволит эффективнее использовать ОЯТ.



Рис. 1. Блок-схема ядерного топливного цикла

В России уже предприняты первые опытно-промышленные эксплуатации топлива из регенерированного урана. На Кольской, Калининской, Балаковской и Белоярской АЭС уже с 2023 года некоторые энергоблоки переведены на МОКС и РЕМИКС-топливо. А в городе Северске уже ведется строительство опытного реактора БРЕСТ-ОД-300, который будет работать на урано-плутониевом СНУП-топливе и позволит начать ликвидацию запасов обедненного урана. Этот инновационный реактор в силу особенностей конструкции позволит отказаться от многих обеспечивающих систем и снизить экономические затраты. В рамках развития отечественной атомной энергетики запланировано постепенное внедрение инновационных топливных технологий. Энергоблоки нового поколения ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ будут поэтапно переводиться на эксплуатацию с использованием ядерного топлива, произведенного из регенерированного уранового сырья. Российская атомная отрасль активно развивает инфраструктуру для реализации замкнутого ядерного топливного цикла в рамках инновационной программы «Прорыв». Данный проект предусматривает создание уникального опытно-

демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК), где будут отработаны и представлены все технологические компоненты замкнутого ядерного цикла. ОДЭК будет включать модуль фабрикации топлива, модуль переработки ОЯТ и учебный-тренировочный инженерный центр.

Результаты проведенного исследования тематики замкнутого ядерного цикла говорят о высокой актуальности данной темы, поскольку отработанное ядерное топливо все так же представляет высокую опасность облучения и может навредить человеку и окружающей среде. Разработка передовых технологий в области переработки ОЯТ является важным шагом в развитии атомной энергетики.

Литература

1. Астафьев, Д.Ю. Технология замкнутого топливного цикла в ядерной энергетике: экономические и экологические выводы/ Д. Ю. Астафьев, Р. Р. Вилданов. – Журнал Вестник науки. – 2024. – №11. – 1330-1333.

2. Сидоренко, В.А. Ядерная энергетика: проблемы и перспективы–М. :Энергоатомиздат, 1998. –320 с.

3. Поплавский, В.М. Замыкание ядерного топливного цикла: баланс актиноидов и безопасность,/ В. М. Агапов, В. И. Матвеев, Н. С. Работнов/Атомная энергия– 1996. – Т. 81– № 2– С. 123–127.

КРОСС-ВЕРИФИКАЦИЯ ОЦЕНКИ ВЛИЯНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БФС

*Буркеев М.З., Внуков Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Проведение расчетно-экспериментального моделирования неизбежно сопровождается технологическими неопределенностями. Эти неопределенности связаны, прежде всего, с возможными отклонениями от исходных данных, таких как точный состав топлива — включая расхождения с его паспортным описанием, которое само по себе имеет допуски, — и геометрические параметры конфигурации. Кроме того,

существуют неопределенности, связанные с измерением температуры.

В контексте критического стенда БФС оценка подобных неопределенностей приобретает особую актуальность, особенно при моделировании явлений, характерных для перспективных реакторных технологий. Она обусловлена спецификой нейтронного спектра в таких системах: существующее константное обеспечение не гарантирует его адекватного воспроизведения в расчетных моделях.

Ввиду наличия фундаментальных неопределенностей в самих константах, критически важным становится максимально точное и детальное описание реальных условий проведения эксперимента. Такой комплексный подход к подготовке исходных данных является обязательным этапом, предваряющим выполнение поверочных расчетов.

При этом предварительные расчетные исследования также могут учитывать потенциальные неопределенности, а их эффекты отличаться в различных системах констант. Понятно, что в случае, если эффект много меньше, чем погрешность экспериментального моделирования, обосновать его наличие или отсутствие является труднодостижимой задачей. Однако если он оказывается соизмерим или выше погрешности эксперимента, то его правильное описание актуализирует выбор константного обеспечения в условиях расхождения расчетных результатов. Последнее является целью исследования.

В данной работе рассматриваются существующие результаты расчетно-экспериментальной работы, выполненной ранее в ГНЦ-РФ ФЭИ и касаются БФС-97 [1]. Для этого создана расчетная модель, проведены расчетные оценки неопределенности полей температур в а.з., изменения материалов и размеров блоков. Результаты показали соответствие критичности при использовании библиотеки Jeff-3.3, а также подкритичность в 0,4% при использовании Jeff-3.1.1.

Литература

1. Doulin V., Kochetkov A., Pavlova O. et. al. BFS-97, -99, -101 assemblies: critical experiments with heterogeneous compositions of plutonium, depleted uranium dioxide, and

polyethylene. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2007)1, March 2007.

ВЛИЯНИЕ КОНСТРУКЦИИ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ СБОРОК ^{60}Co НА ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕ ТВС ЗБО РЕАКТОРА ТИПА БН И УДЕЛЬНУЮ АКТИВНОСТЬ МИШЕНИ

*Гладков Г.В., Внуков Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

На сегодняшний день в отечественной атомной энергетике существует проблема недостаточной наработки изотопа ^{60}Co в условиях постоянно увеличивающегося спроса на него [1]. В данном исследовании предлагается увеличение мощностей наработки ^{60}Co за счёт облучения ^{59}Co в БЗВ реактора БН-800.

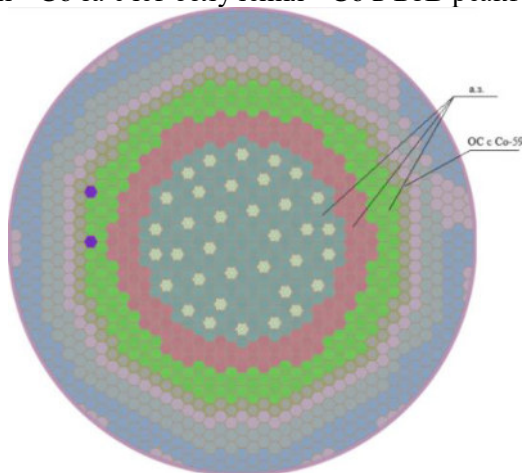


Рис. 1. Поперечный срез модели активной зоны

В работе рассматривается влияние конструкции ОС для наработки изотопа ^{60}Co на его удельную активность и тепловыделение соседних ТВС ЗБО реактора типа БН-800 (рис. 1). А.з. рассматриваемой модели повторяет активную зону, отражатели и боковой экран БН-800. В качестве топлива применялся диоксид урана с обогащением 18.5%, 21%, 24% [2].

Получены распределения потвэльного энерговыделения (мощности делений) в кВт/л для периферийных ТВС а.з. (рис. 2). Проведен анализ влияния состава ОС на величины энерговыделения ближайших к ним твэлов.

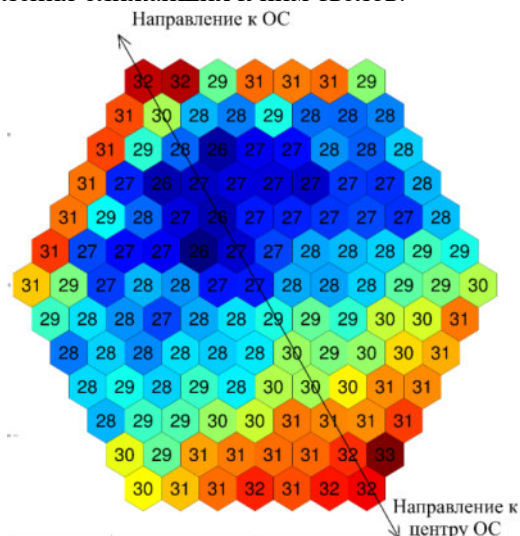


Рис. 2. Потвэльное энерговыделение для периферийной ТВС ЗБО

Для удовлетворяющих условиям неперевышения энерговыделения в периферийных твэлах крайних ТВС а.з. относительно зоны без ОС достигнуты удельные активности порядка 80-100 Ки/г. При этом полученные скорости роста активности остаются постоянными до 2000 сут. при максимальном времени облучения в 3500 сут.

Литература

- Шагинян Р.А., Коробейников В.В., Стогов В.Ю. Исследование зависимости эффективности наработки Co-60 и Lu-177g от энергетической структуры плотности нейтронного потока. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 3. – С. 127-138. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.3.11>.
- Васильев Б.А. Освоение МОКС-топлива в БН-800 // Росэнергоатом (РЭА). 2014. №11. С.18-23.

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ БЛАНКОВ С ТВЕРДОТЕЛЬНЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ ДЛЯ УМЕНЬШЕНИЯ ПУСТОТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ В СВЕРХКРИТИЧЕСКОМ ВОДЯНОМ РЕАКТОРЕ

*Сентебов Н.О., Колесов В.В., Внуков Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Одним из важных направлений развития атомной энергетики является замыкание топливного цикла. Для этого в свою очередь необходимо разрабатывать новые реакторы. Так в рамках международного форума Поколение IV разрабатываются сверхкритические водяные реакторы, одним из которых является реактор ВВЭР-СКД с быстрым резонансным спектром. Из-за того, что он является реактором IV поколения на него распространяется требование повышенной безопасности, но данный тип реактора с энергетическим МОКС-топливом имеет положительный пустотный эффект реактивности, что не соответствует требованию по безопасности.

Цель работы оценить возможность получения отрицательного или нулевого эффекта реактивности в реакторе ВВЭР-СКД с помощью бланков с твердотельным замедлителем. Для работы будет рассмотрен реактор ВВЭР-СКД с двухходовой схемой циркуляции теплоносителя, рисунок 1 [1].

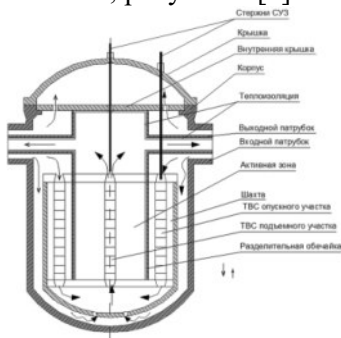


Рис. 1. Двухходовая схема охлаждения реактора ВВЭР СКД

Концепция использования бланков заключается в следующем: при опустошении реактора быстрые нейтроны, попавшие в бланк, замедляются с помощью твердотельного замедлителя до резонансной области и поглощаются на уране 238. Данная концепция с гидридом циркония рассматривается в японском варианте быстрого сверхкритического водяного реактора с отрицательным пустотным эффектом реактивности[2].

В качестве твердотельного замедлителя будут рассмотрены два варианта $ZrH_{1,85}$ и BeO , выбранных как наиболее перспективные и термостойкие [2, 3]. Были рассмотрены следующие пять моделей бланков с различной толщиной твердотельного замедлителя, рисунок 2. При работе было выдвинуто требование иметь $K_{эфф}=1,1$.

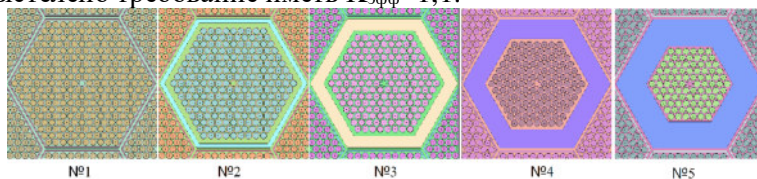


Рис. 2. Модели бланков

В работе было оценено влияние бланков с твердотельным замедлителем на пустотный эффект реактивности от типа твердотельного замедлителя, от толщины и от разрешения бланков в активной зоне.

Литература

1. Глебов, А. П. Предварительные нейтронно-физические расчёты экспериментального реактора ВВЭР-СКД-30 / А. П. Глебов, А. В. Клушин // Ядерная энергетика. — 2013. — № 4.
2. Leung, L. Overview of Global Development of SCWR Concepts (SC04) // Joint ICTP–IAEA Course on Science and Technology of SCWRs, Trieste, Italy, June 27 – July 1, 2011
3. Handwerk, C. S. Use of Beryllium Oxide to Shape Power and Reduce Void Reactivity in Gas Cooled Fast Reactors / C. S. Handwerk, M. J. Driscoll, P. Hejzlar // PHYSOR-2006: ANS Topical Meeting on Reactor Physics: [proceedings, Vancouver, Canada, September 10–14, 2006]. — Vancouver: Canadian Nuclear Society, 2006

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПОГЛОТИТЕЛЕЙ ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ В ВВЭР-1200 ПРИ ИХ АКСИАЛЬНОМ ПРОФИЛИРОВАНИИ

*Пикулик Г.О., Попов М.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Проблема компенсации избыточного запаса реактивности в начальный период кампании остается одной из наиболее актуальных в эксплуатации ядерных реакторов типа ВВЭР. Традиционные системы такие как, жидкостное регулирование, добавление оксида гадолиния, применение поглощающих стержней СУЗ – обладают рядом существенных недостатков.

Активно рассматривается возможность использования выгорающих поглотителей (ВП), интегрированных непосредственно в топливную матрицу [1-3]: оксид эрбия (Er_2O_3), оксид европия (Eu_2O_3), оксид диспрозия (Dy_2O_3), гафний (Hf)).

Для проведения сравнительного анализа эффективности различных выгорающих поглотителей в программном комплексе Serpent [4] была разработана модель тепловыделяющей сборки ВВЭР-1200 (рис. 1).

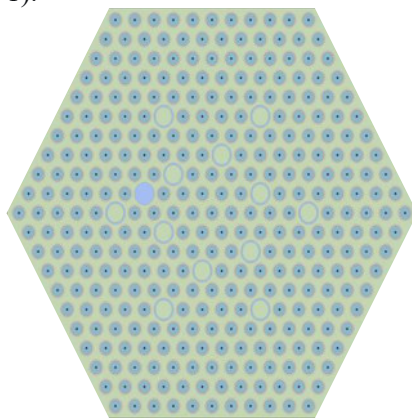


Рис. 1. Поперечный срез модели ТВС реактора ВВЭР-1200 в программном комплексе Serpent

В исследовании рассматривались конфигурации с аксиальным профилированием концентрации поглотителей по высоте ТВЭЛа и их гетерогенным размещением в центральном и периферийном кольцах.

Сравнительный анализ проведен по следующим характеристикам: коэффициент размножения нейтронов, средний темп потери реактивности, темп выгорания поглотителей, топлива.

Проведено сравнение, размещение выгорающего поглотителя в каком из колец является более эффективным – в центральном или периферийном.

Результаты показали, что при добавлении всех выгорающих поглотителей, кроме оксида европия, в центральное кольцо, топливная кампания продлевается на период до 50 суток. В случае добавления карбида бора, эрбия и гафния в центральное и периферийное кольца удалось значительно снизить начальную реактивность с ростом в последующие моменты времени. При добавлении оксида диспрозия в центральное и периферийное кольца начальные значения коэффициента размножения нейтронов увеличились, при этом также увеличилось его среднее значение, что позволяет говорить о некотором продлении топливной кампании. Наибольшую эффективность показало добавление ВП в центральное кольцо ТВЭЛа.

Литература

1. Музафаров А.Р. Использование выгорающих поглотителей в реакторах типа ВВЭР для снижения доли запаса реактивности, компенсируемого жидкостной системой при удлинённых кампаниях // Глобальная ядерная безопасность, 2022 №2(43). – 42 с.
2. Альсассф С.Х. Использование эрбия в качестве выгорающего поглотителя в реакторах типа ВВЭР при работе на удлинённых кампания // Известия высших учебных заведений. ядерная энергетика. – 65 с.

РАЗРАБОТКА НЕЙРОСЕТЕВОГО РАСЧЁТНОГО КОДА ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ

*Шлапак Н.П., Колесов В.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Нейтронно-физический расчёт — одна из основных составляющих как научного, так и эксплуатационного процесса в ядерной энергетике. Цель такого расчёта — решение ряда дифференциальных уравнений, описывающих процессы, происходящие в конкретном реакторе при определённых условиях. Сложность этих уравнений не позволяет получить точного решения, поэтому современные расчётные коды используют ряд упрощений и приближённое вычисление.

Перспективной альтернативой таким кодам являются нейронные сети. Этот факт обусловлен их сильной обобщающей способностью, а также свойством совершенствоваться при обучении.

Рекуррентные архитектуры позволяют эффективно анализировать и прогнозировать многомерные временные ряды [1, 2], а особый подход при обучении даёт возможность искать решение исходного дифференциального уравнения, не прибегая к приближениям [3].

Основным препятствием для разработки нейросетевого расчётного кода является сложность формирования массива обучающих данных. В данной работе для этого было проведено моделирование в коде OpenMC. Расчётная модель представляет из себя элементарную ячейку. В ходе расчётов варьировались следующие параметры:

1. Радиус элементарной ячейки (от 10 до 25 мм)
2. Радиус твэла (от 7 до 13 мм)
3. Обогащение топлива по урану-235 (от 3 до 4.5%)
4. Мощность (от 1 до 100 кВт)
5. Тип решётки (квадратная/шестиугольная)

При этом неизменными оставались высота ячейки, водородное отношение и изотопный состав воды и оболочки.

Граничные условия — поглощение сверху и снизу и отражение по периметру ячейки.

На полученном наборе данных были обучены нейросетевые модели для нескольких типовых задач. Результаты приведены в таблице 1.

Табл. 1. Результаты расчётов в типовых задачах

Задача	Параметр	Среднее отклонение от расчётов в OpenMC, %
Расчёт выгорания (на 300 суток)	k_{∞}	0.06
	Концентрация ^{235}U	1.58
Расчёт k_{∞} в начале кампании	k_{∞}	3.15
Прогнозирование k_{∞} через 500 суток	k_{∞}	4.7

Для тестовой кампании выгорания были выбраны следующие параметры: радиус твэла 7мм, радиус ячейки 10мм, высота ячейки 3800мм, обогащение топлива 3%, мощность — 1кВт.

Литература

1. Шлапак Н.П., Колесов В.В. «Моделирование выгорания ядерного топлива с помощью рекуррентных нейронных сетей» // Будущее атомной энергетики - ATOMFUTURE 2024. Тезисы докладов XX Международной научно-практической конференции. — Обнинск, 2024 — С.122-124

2. Шлапак Н.П., Колесов В.В. «Сравнение архитектур «Mamba» и «Transformer» в задаче моделирования выгорания ядерного топлива» // Техногенные системы и экологический риск. Тезисы докладов VIII Международной (XXI Региональной) научной конференции — Обнинск, 2025 — С.94-96

3. Болотникова А.А., Шлапак Н.П. «Решение уравнения диффузии нейтронов в гомогенном цилиндрическом реакторе с боковым отражателем с применением физически-информированной нейросети»//Техногенные системы и экологический риск. Тезисы докладов VIII Международной (XXI Региональной) научной конференции — Обнинск, 2025 — С.71-72

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ АКСИАЛЬНОГО РАЗБИЕНИЯ ТОПЛИВНОЙ ЧАСТИ МОДЕЛИ ТВС РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР-1200 НА ИЗМЕНЕНИЕ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ПРОЦЕССЕ ВЫГОРАНИЯ

*Кравцов В.Д., Бландинский В.Ю., Лапин А.С.
НИЦ Курчатowski институт, г.Москва*

Однозонное распределение нуклидного состава топлива по всей высоте не позволяет достаточно точно отследить для различных глубин выгорания возникающий концевой эффект (end effect), который является разностью между значением коэффициента размножения нейтронов в моделях с аксиальным разбиением и с равномерным распределением топлива $end_effect(\Delta k) = k_{eff}^{разбиение} - k_{eff}^{равномерно}$.

Данный эффект является отрицательным для малых глубин выгорания ($< 15-20 \frac{МВт \cdot сут}{кг}$) и положительным для средних и больших глубин выгорания ($> 30 \frac{МВт \cdot сут}{кг}$) [1]. Также было отмечено, что пространственная детализация нуклидного состава топлива по высоте особенно важна для сред с сильным поглощением нейтронов: твэг, органы регулирования [2].

Целью работы является исследование влияния аксиальной детализации нуклидного состава ядерного топлива на результаты расчета нейтронно-физических характеристик ТВС реактора типа ВВЭР-1200 при выгорании.

Для достижения данной цели была разработана модель ТВС реактора ВВЭР-1200 [3] и проведено разбиение на различное количество зон с постоянной температурой (2,4,8,14) и с разной температурой топлива по высоте (14Т). С помощью программной системы (ПС) ISTAR [4] и программы MCNP6 проведены расчеты выгорания топливной кампании - 1360 эфф. сут., и реакторной кампании 340 эфф. сут., с борной кислотой. Для нейтронно-физических вычислений использовалась библиотека оцененных ядерных данных на базе ENDF/B-VII.0. Расчет выгорания ядерного топлива проводится в 63 энергетических

группах для MCNP6 с помощью модуля CINDER90, в (ПС) ISTAR принята одnogрупповая модель изотопной кинетики. Результаты представлены в таблице 1.

Табл. 1. Значения параметров нейтронно-физического расчета

Параметр	Кол-во зон	Без бора		end_effect(Δk), ISTAR/ MCNP6
		ISTAR	MCNP6	
Значение k_{eff} на начало/конец топливной кампании	2	1.28315/ 0.89849	1.28278/ 0.91696	-
	4	1.28268/ 0.89887	1.28149/ 0.92111	3.8e-04/ 4.5e-03
	8	1.28272/ 0.90577	1.28165/ 0.92119	7.28e-03/ 4.23e-03
	14	1.28253/ 0.90119	1.28191/ 0.92087	2.7e-03/ 3.91e-03
	14T	1.28005 /0.90379	1.28083/ 0.91763	5.3e-03/ 6.7e-04
Параметр	Кол-во зон	С бором - ISTAR		Δk ISTAR
Значение k_{eff} на начало/конец реакторной кампании	2	1.20939/ 1.19933		-
	4	1.21101/1.19652		-2.8e-03
	8	1.21017/ 1.18722		-1.2e-02
	14	1.21038/1.18414		-1.5e-02
	14T	1.20787/1.18415		-1.5e-02

Результаты расчетов показали, что $end_effect(\Delta k) < 0$ для малых выгораний и $end_effect(\Delta k) > 0$ при высоких выгораниях ядерного топлива. Имеющиеся различия между ISTAR и MCNP6 можно объяснить разницей в использованных данных распадов нуклидов. Также стоит отметить, что различия в значении k_{eff} возникают ввиду высокой утечки нейтронов для моделей с аксиальной детализацией ядерного топлива с учетом бора в теплоносителе и низкой утечки - без учета бора. Выявлено, что использование 6 равнообъемных сегментов для твэла и твэга является оптимальным с точки зрения получения достаточной точности изменения реактивности с выгоранием и учета

концевого эффекта ввиду неравномерности аксиального профиля выгорания, а также ресурсоёмкости расчета.

Литература

1. Wagner, J.C and DeHart, M.D. (2000) "Review of Axial Burnup Distribution Consideration for Burnup Credit Calculations", ORNL/TM-1999/246s.

2. Давиденко В. Д. Разработка детерминированных моделей повышенной точности и программных комплексов для прямого моделирования физических процессов в ядерных реакторах : дис. д-ра техн. наук : 05.13.18. — Москва, 2017. — 366 с.

3. Сперанский Ф. А., Использование Монте-Карло модели активной зоны ядерного реактора типа ВВЭР для вычисления альbedo отражателей // Доклады БГИУР. 2015. №2 (86). С. 234-236.

4. Бландинский В.Ю., Дудников А.А., Кузенкова Д.С., Субботин С.А. Применение ISTAR для решения задач изменения нуклидного состава жидкосолевой топливной композиции. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2024. – № 4. – С. 128–143. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.4.11>

ИССЛЕДОВАНИЕ ДИНАМИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПРИ ПРОТЕКАНИИ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРАХ

*Иванов А.А., Лапин А.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Одной из тяжелых аварий любого энергетического и исследовательского реактора является авария с потерей теплоносителя. Это объясняется тем, что любой, даже остановленный реактор является источником энерговыделения и требует отвода тепла. Потеря теплоносителя - это в первую очередь потеря охлаждения твэлов активной зоны и риск достижения в них температур плавления как оболочки, так и топлива, что может привести к выходу радионуклидов в окружающую среду.

Однако, помимо потери охлаждения активной зоны может вводиться дополнительная реактивность различного для разных реакторов знака. Реактивность, которая обусловлена полным отсутствием теплоносителя из реактора при мгновенном истечении без учета изменения иных параметров и без учета срабатывания как естественных обратных связей (доплеровский эффект реактивности, эффект расширения), так и систем безопасности.

Моделирование реактора проводится в рамках точечной модели точечной кинетики. Помимо дифференциального уравнения кинетики реактора в систему уравнений входят уравнения, описывающие концентрации ядер-эмиттеров запаздывающих нейтронов, а также теплофизические уравнения, моделирующие процессы теплообмена в тепловыделяющем элементе. Учитываются обратные связи от температуры топлива и плотности теплоносителя. Полученная система решается явным разностным методом с уточнением решения в промежуточных точках – методом Рунге-Кутты четвертого порядка. Для реализации написан соответствующий расчётный код на языке C++.

В модели учитывалось изменение характеристик воды в сверхкритическом состоянии, значения плотности и теплоемкости теплоносителя в зависимости от температуры линейно интерполировались из соответствующих таблиц эмпирических знаний.

Конечные результаты, полученные в ходе расчета модели, сопоставляются с асимптотическим методом – основанном на аналитическом определении стационарного решения упрощенной системы уравнений, описывающей баланс реактивности в квазистационарном состоянии, а переходы реактора на режим работы с новыми параметрами рассматривается в терминах коэффициентах реактивности.

После отладки рабочего кода и получения стационарного решения появляется возможность исследования реактора в зависимости от внешних параметров, что в данной модели реализуется через отклонение от номинальных расхода и входной температуры теплоносителя.

В результате определена область изменения параметров реакторов, где система остается устойчивой, а ее характеристики в течении рассматриваемого промежутка времени не превышают заданных отклонений, что может служить обоснованием безопасности реактора с различными знаками коэффициентов реактивности.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР-600 СО 100% ЗАГРУЗКОЙ МОКС-ТОПЛИВА

*Жендубаев А.М., Исанов К.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Дальнейшее широкое внедрение атомной энергетики требует гарантированного обеспечения её топливом на долгосрочную перспективу. Оптимальным путём решения этой проблемы и укрепления топливной базы считается переход к замкнутому топливному циклу, позволяющему регенерировать и повторно использовать ценные компоненты отработавшего ядерного топлива. Один из возможных вариантов реализации замкнутого ядерного топливного цикла – двухкомпонентная ядерная энергетическая система на базе тепловых и быстрых реакторов [1].

В настоящее время объёмы плутония, получаемого исключительно от быстрых реакторов, недостаточны для того, чтобы полностью обеспечить потребность реактора в топливе на весь срок его эксплуатации. Для успешной реализации замкнутого ядерного топливного цикла потребуется дополнительно задействовать значительные объёмы плутония из существующих складских запасов, в результате будут формироваться загрузки с использованием плутония различного изотопного состава.

Изотопный состав плутония существенно влияет на ключевые нейтронно-физические характеристики активной зоны [2]. Различные изотопы плутония вносят разный вклад в образование трансплутониевых элементов. Кроме того, соотношение чётных и нечётных изотопов в топливной композиции непосредственно

влияет на нейтронно-физические процессы из-за чего для поддержания критичности реакторной установки потребуется варьировать количество делящегося материала.

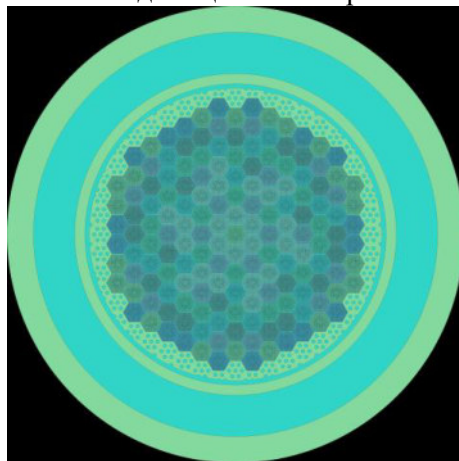


Рис. 1. Поперечный срез активной зоны ВВЭР-600

Таким образом, изотопный состав используемого плутония становится ключевым фактором, определяющим эффективность замыкания ядерного топливного цикла, оказывающим влияние на материальные балансы плутония и минорных актинидов в системе, динамику накопления и выгорания различных изотопов плутония, а также на скорость изменения качества плутония в процессе эксплуатации реактора. Поскольку от этих характеристик напрямую зависят работоспособность установки, актуальной и важной задачей является изучение зависимости их изменения от изотопного состава плутония.

Целью данной работы является исследование влияния изотопного состава плутония на ключевые нейтронно-физические характеристики реакторной установки ВВЭР-600 представленной на рисунке 1, а также на материальные балансы трансурановых элементов в активной зоне.

Литература

1. Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А. и др. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми

и быстрыми реакторами в замкнутом топливном цикле. М.: Техносфера, 2016. 160 с.

2. Павловичев А.М., Павлов В.И., Семченко Ю.М. и др. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100% загрузкой топливом из смеси регенерированного урана, плутония и обогащённого урана // Атомная энергия, – 2006.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММНОГО КОДА OPENMC ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ НАКОПЛЕНИЯ РАДИОИЗОТОПОВ В РЕАКТОРЕ IEA-R1

*Патракеева А.И., Колесов В.В., Терехова А.М., Фомин Р.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Настоящая работа посвящена оптимизации конфигурации активной зоны исследовательского реактора IEA-R1 [1] с целью максимизации выхода молибдена-99, являющегося источником технеция-99m, который используется для проведения КТ. В ходе исследований была проведена верификация расчетной методики с последующим изменением геометрии облучательного канала за счет вставки из гидрида циркония.

Используемая нами расчетная модель реактора приведена на рисунке 1. Верификационные расчеты коэффициента размножения нейтронов продемонстрировали хорошее соответствие между результатами, полученными с использованием кода OpenMC [2] ($k = 1.24170 \pm 0.00033$), и данными, рассчитанными при помощи кода Serpent [3] ($k = 1.24160 \pm 0.00036$).

Основной этап исследования включал в себя серию расчетов с вариацией геометрических параметров облучательного канала за счет вставок из различных замедляющих материалов.

Целью проведения таких расчетов являлось определение возможности увеличения плотности потока нейтронов в облучательном канале. Исходя из полученных данных значений для плотности потока нейтронов и скорости реакции деления, был выбран оптимальный вариант геометрии канала с окружением из ZrH_2 толщиной 0.9 см.

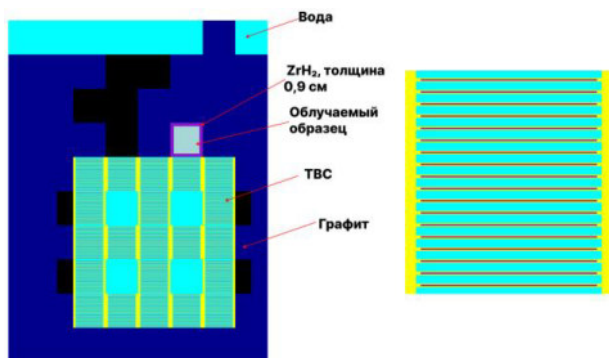


Рис. 1. Расчетная модель активной зоны (слева) и ТВС (справа) реактора IEA-R1

В рамках исследования было проведено моделирование процесса радиационного облучения образца в рабочем канале облучения реактора в течение 120 часов, так как в течение последних нескольких лет проводится модернизация установки. В ходе модернизации мощность повысили до 5 МВт по графику непрерывной эксплуатации 120 часов в неделю.

Проведенное исследование продемонстрировало возможность эффективного использования реактора IEA-R1 для наработки медицинских радионуклидов. Верификация расчетной модели OpenMC показала хорошее соответствие с литературными данными (расхождение в пределах погрешности). Оптимизация конфигурации облучательного канала позволила определить условия, обеспечивающие максимальный выход Mo-99, прирост активности Mo-99 составил 9,45%.

Литература

1. Saxena R. N. «The IEA-R1 Research Reactor: 50 Years of Operating Experience and Utilization for Research, Teaching and Radioisotopes Production» // Int. Conf Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization, - Sydney, 2007.
2. Интернет ресурс [Электронный ресурс]. URL: www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S030645491400379X (дата обращения 06.06.2025).

3. Carneiro R., Mwiinga N., Oliveira J. J., Santana M. P., Scalise L., Soares V., Kolesov V. V. «Simulation of the IEA-R1 Reactor Core Using the Serpent 2 Code» // БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ - ATOMFUTURE 2022 Тезисы докладов XVIII Международной научно-практической конференции. – Обнинск, 2022.

УТОЧНЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПРИ РАДИАЛЬНОМ ПРОФИЛИРОВАНИИ НА ПРИМЕРЕ ЭЛЕМЕНТАРНОЙ ЯЧЕЙКИ РЕАКТОРА ВВЭР-1200

*Попов М. А., Внуков Р. А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Одним из методов повышения конкурентоспособности ядерной энергетики по сравнению с другими источниками энергии является достижение более высоких выгораний ядерного топлива. На текущий момент данная задача в основном решается за счёт повышения обогащения топлива по делящимся изотопам и его более длительной выдержки в активной зоне, либо за счёт использования выгорающих поглотителей [1].

Актуальной задачей является поиск возможности повышения выгорания ядерного топлива при неизменных теплотехнических запасах. В частности, возможно перераспределение делящихся нуклидов по объёму топливного сердечника. При высоких выгораниях происходит формирование rim-слоя – тонкой области в периферийной части топливной таблетки, где выгорание значительно выше среднего по объёму [2]. Повышенное выгорание в периферийном слое негативно сказывается как непосредственно на свойствах данного слоя, так и на механических свойствах оболочки, что ограничивает ресурс эксплуатации тепловыделяющих элементов. Более

заметное влияние данного эффекта возможно при переходе к удлинённым топливным кампаниям.

В программном комплексе Serpent [3] была смоделирована элементарная ячейка реактора ВВЭР-1200 в бесконечной размножающей среде, на примере которой произведена работа по выравниванию выгорания по радиусу твэла: производилось перераспределение ядер ^{235}U обратно пропорционально выгоранию. Подтверждена возможность выравнивания выгорания ядерного топлива перераспределением делящихся нуклидов (см. рис. 1). Получено, что при радиальном профилировании нейтронно-физические характеристики модели в пределах статистической погрешности не изменились.

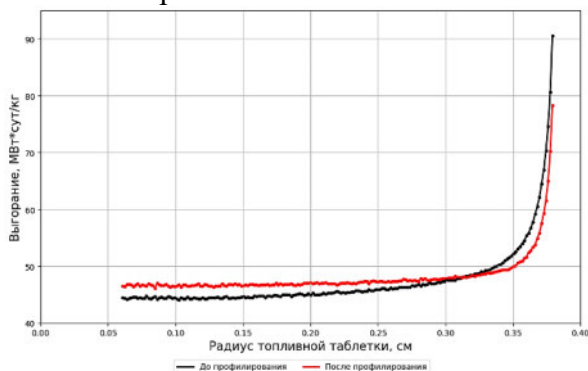


Рис. 1. Изменение радиального профиля выгорания топлива при профилировании

Поскольку перераспределение делящихся нуклидов по радиусу топливной таблетки приводит к изменению радиального распределения энерговыделения в твэле, для оценки влияния данного эффекта на температурное поле в модели дополнительно произведён термомеханический расчёт в программном комплексе Ansys. Полученные значения температур также были использованы для уточнения нейтронно-физических характеристик рассматриваемых моделей.

Литература

1. Андрианов, А.Н., Баранов, В.Г., Тихомиров, Г.В., Хлунов, А.В. Моделирование ядерно-физических процессов в поверхностном слое топливного сердечника // Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 6, с. 353-358.
2. Matzke H., Spino J. Formation of the Rim Structure in High Burnup Fuel // Journal of Nuclear Materials. 248 (1997), p. 170-179. JRC15717, doi: 10.1016/S0022-3115(97)00171-2.
3. Leppanen J., PSG/SERPENT – A Continuous Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, Иш - Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2015.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ АНАЛИТИЧЕСКОГО МЕТОДА ДЛЯ РАСЧЕТА МАКСИМАЛЬНОЙ ТЕМПЕРАТУРЫ В ТОПЛИВНОЙ ТАБЛЕТКЕ С ОТВЕРСТИЕМ

Шмачко С.Т.

СПбПУ Петра Великого, г. Санкт-Петербург

Ключевой задачей теплового расчета любой ядерной энергетической установки является решение уравнения теплопроводности с учетом принятых конструкционных решений. Традиционным для ядерного топлива ВВЭР является исполнение в виде топливных таблеток с отверстием. Оно предназначено для увеличения объема газосборника в твэле, необходимого для компенсации распухания топлива и локализации газообразных продуктов деления. Наличие отверстия влияет на распределение температуры внутри таблетки: максимум может смещаться с внутренней стенки в тело таблетки за счет циркуляции гелия в твэле.

Рассматриваемые расчеты позволяют проверить непревышение допустимых значений температуры топлива при обосновании безопасности реактора с использованием аналитических методов. Было принято, что температура на наружной поверхности топливной таблетки $T_{\text{табл}}^{\text{нар}}$ уже известна. Рассмотрена стационарная задача теплопроводности для полого цилиндра с внутренним радиусом $r_{\text{отв}}$ и наружным $r_{\text{табл}}$ при

наличии равномерно распределенных внутренних источников тепла мощностью q_v .

При решении уравнения теплопроводности сначала были использованы граничные условия (ГУ) первого рода на обеих поверхностях таблетки (см. рис. 1а). Решение данной задачи дает представление о реальном распределении температуры. Однако для ее определения необходимо знание величин, которые являются неизвестными при существующей постановке задачи [1].

Предлагается воспользоваться упрощенной и консервативной методикой, дающей несколько завышенные параметры температуры. Были заданы ГУ первого рода на наружной поверхности топливной таблетки и второго рода – для внутренней (см. рис. 1б). При решении было получено уравнение, в соответствии с которым максимум температуры находится на внутренней поверхности таблетки. Для его использования достаточно знать лишь температуру на наружной поверхности.

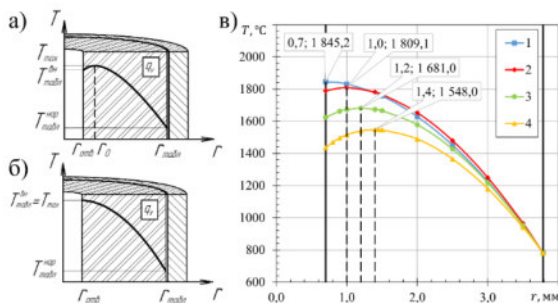


Рис. 1. Постановка задачи: а – при ГУ 1 рода; б – при ГУ 1 и 2 рода; в – распределение температуры в полой цилиндры с внутренними источниками тепла (1 – при ГУ 1 и 2 рода; 2 – при ГУ 1 рода и $r_0=1,0$ мм; 3 – при ГУ 1 рода и $r_0=1,2$ мм; 4 – при ГУ 1 рода и $r_0=1,4$ мм)

Для наиболее напряженного (по критерию максимального удельного теплового потока на единицу длины) твэла были построены графики распределения температуры в топливной таблетке при номинальных параметрах реактора ВВЭР-1000 с ТВС-2 (см. рис. 1в). Причем, для использования уравнения,

полученного при решении с ГУ 1 и 2 рода, координата r_0 максимума температуры T_{\max} задавалась вручную.

Методика расчета с ГУ 1 рода на наружной поверхности таблетки и 2 рода на внутренней дает несколько завышенное значение максимальной температуры. Однако она является наиболее консервативной, и удобна для ручных расчетов без использования специальных вычислительных программ.

Литература

1. Антонов И.А., Гореленков Р.А., Шмачко С.Т., Парамонова И.Л., Сравнение аналитического и численного методов расчета распределения температуры в топливной таблетке с отверстием для твэла ВВЭР // Современные технологии и экономика в энергетике: материалы Международной научно-практической конференции, 24 апреля 2025 – Санкт-Петербург, 2025.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ГЛУБИНЫ ВЫЖИГАНИЯ НЕПТУНИЯ-237 НА ДОЛГОСРОЧНОЕ СНИЖЕНИЕ АКТИВНОСТИ

*Ивановская И.С., Постика Г.В., Исанов К.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Актуальность перехода к ЗЯТЦ обусловлена тремя ключевыми вызовами современной атомной энергетики: ограниченность ресурсов, проблема ОЯТ и проблема радиоактивных отходов.

Важнейшая роль в ЗЯТЦ отводится замыканию цикла по минорным актинидам (МА), в частности, по нептунью. Основная переработка ОЯТ направлена на извлечение урана и плутония для повторного использования при рецикле. МА вносят основной вклад в долгоживущую радиотоксичность и тепловыделение окончательных отходов. Их утилизация путём вовлечения в состав топлива и облучения в реакторах на быстрых нейтронах позволяет изменить долгосрочную активность отходов. В результате

период потенциальной опасности отходов сокращается с сотен тысяч до примерно одной тысячи лет, что не только решает проблему их геологического захоронения, но и кардинально повышает общественную приемлемость атомной энергетики, делая её устойчивой и безопасной в долгосрочной перспективе. Таким образом, утилизация МА —завершающая стадия ЗЯТЦ.

В работе исследуется влияние глубины утилизации и трансмутации нептуния на темпы снижения активности, тепловыделения, радиотоксичности и биологической опасности в течение выдержки, а также снижения объемов боросиликатной матрицы для остекловывания продуктов трансмутации и исходного нептуния.

Литература

1. Хомяков А.Ю. Эффективность трансмутации минорных актинидов в реакторах на быстрых нейтронах при различных критериях. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2024, № 3, с. 77–89.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ГОМОГЕННОГО ДОБАВЛЕНИЯ МА В МОКС-ТОПЛИВО НА ВЕЛИЧИНУ НАТРИЕВОГО ПУСТОТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН

*Губайдуллин И.М., Закиров Н.А., Исанов К.А.
ГНЦ РФ ФЭИ, г. Обнинск*

Прирост объемов накопленного энергетического плутония на фоне истощения запасов природного урана обуславливает стратегическую необходимость перехода к использованию смешанного и регенерированного уран-плутониевого топлива. Ключевой перспективой развития атомной энергетики в данном контексте является реализация замкнутого ядерного топливного цикла. Реакторы типа БН могут решить проблему накопления отработавшего ядерного топлива, посредством вовлечения плутония и минорных актинидов (МА) в топливный цикл [1].

Однако любая модификация топливной композиции, в частности, введение МА, оказывает влияние на нейтронно-физические характеристики активной зоны и, как следствие, на показатели безопасности реакторной установки. В качестве одного из ключевых критериев оценки безопасности в рамках настоящего исследования рассматривается натриевый пустотный эффект реактивности (НПЭР).

НПЭР играет критическую роль в динамике проектных и запроектных аварийных сценариев в реакторах типа БН. Эффект заключается в изменении реактивности, вызванной снижением плотности теплоносителя – натрия – в активной зоне. Данная ситуация может возникнуть при неконтролируемом разогреве, ведущем к выкипанию натрия. Реактор типа БН большой мощности с МОКС-топливом обладает положительным эффектом реактивности по плотности натрия [2]. Величина НПЭР определяется совокупным влиянием двух групп факторов: технологических параметров, влияющих на утечку нейтронов из активной зоны, и материальных параметров, связанных с изотопным составом топлива на начальной стадии кампании и по мере его выгорания. В работе проводилось численное моделирование нейтронно-физических характеристик активной зоны. Расчеты выполнялись для двух состояний: номинальное состояние – активная зона полностью заполнена теплоносителем, и пустотное состояние – моделировалось полное удаление натрия из части активной зоны и натриевой прослойки (при сохранении натрия в гильзах органов системы управления и защиты). Исследовалось влияние добавления МА (^{241}Am , ^{243}Am) на величину интегрального НПЭР для МОКС-топлива, содержащего плутоний различного изотопного состава. Концентрация америция в топливе варьировалась в диапазоне от 0,5% до 3,0% с шагом 0,5% по ^{241}Am и ^{243}Am . Дополнительно рассматривалась композиция с 4,0% смеси Am/Np в соотношении 1,1/1.

Проведенное моделирование показало, что введение америция в топливную матрицу во всех рассмотренных случаях приводит к увеличению интегрального НПЭР. На основе анализа расчетных данных выполнена количественная оценка

интегрального и дифференциального вклада добавки МА в величину натриевого пустотного эффекта реактивности.

Литература

1. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А. и др. Возможность выжигания америция в быстрых реакторах// Атомная энергия, 2020, т. 128, вып. 2, с. 82–87.
2. Маслов П.А., Матвеев В.И., Малышева И.В. Уточнение величины натриевого пустотного эффекта реактивности в быстрых натриевых реакторах с помощью программ монте-карло. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 2. – С. 117-125. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2015.2.12>.

УЧЕТ ИСТОРИИ ОБЛУЧЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПРИ ОПРЕДЕЛЕНИИ ЕГО НУКЛИДНОГО СОСТАВА

*Шамаев А.В., Лапкис А.А.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Вологодск*

В данной работе рассматривается новый метод расчета нуклидного состава отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), который учитывает историю облучения топлива в реакторе. Актуальность данной работы обусловлена тем, что стандартные однопараметрические зависимости, используемые для определения состава ОЯТ, заданные в РБ-093-20, имеют существенные относительные погрешности из-за неучета истории облучения топлива [1]. Расчеты по данным зависимостям необходимы для обоснования безопасности обращения с ОЯТ. Недостаток руководства можно исправить, если добавить к зависимости дополнительные аргументы. В работе учтено влияние только одного поглотителя – борной кислоты в теплоносителе. Влияние остальных поглотителей ввиду вычислительной сложности не рассматривается. Расчет концентрации нуклида по методу проводится с помощью формулы

$$x(B) = \sum_{\substack{i,j,k \geq 0 \\ i+j+k \leq 6}} a_{ijk} B^{i+j} C_{eff}^k(B),$$

где x – концентрация нуклида в топливе, B – глубина выгорания топлива в конце кампании, a_{ijk} – коэффициенты аппроксимации, $C_{eff}(B)$ – эффективная концентрация борной кислоты, подбираемая так, чтобы концентрация нуклида при изменяющейся концентрации борной кислоты совпадала с таковой при постоянной концентрации борной кислоты $C_{eff}(B)$.

Предложено 2 метода определения эффективной концентрации борной кислоты. По первому методу:

$$C_{eff} = \frac{1}{B} \int_0^B C_b(\xi) d\xi,$$

где $C_b(\xi)$ – закон вывода борной кислоты, определяющий концентрацию борной кислоты для некоторой глубины выгорания.

Второй метод учитывает нелинейность влияния закона вывода борной кислоты на интенсивность облучения:

$$C_{eff}(B) = \frac{\int_0^B g(\xi, B) \cdot C_b(\xi, B) d\xi}{B}$$

где $g(\xi, B)$ – нелинейная функция, полученная на данных прецизионных расчетов.

Методика была проверена в коде Serpent для модели бесконечной ТВС с изменением концентрации борной кислоты в теплоносителе [2]. Ее использование значительным образом улучшает определение нуклидного состава ОЯТ по сравнению с методикой построения зависимостей по одному параметру, использованной в РБ-093-20.

Литература

1. РБ-093-20. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водоводяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных. – Москва: ФС по экологическому, технологическому и атомному надзору. 2020. – 99 с

2. Leppänen J. et al. Serpent—a continuous-energy Monte Carlo reactor physics burnup calculation code // VTT Technical Research Centre of Finland. – 2013. – Т. 4. – №. 455. – С. 2023-09.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОКСИДА БЕРИЛЛИЯ В КАЧЕСТВЕ ИСТОЧНИКА И ОТРАЖАТЕЛЯ НЕЙТРОНОВ ДЛЯ РИТ ПЛУТОНИЯ ПОНИЖЕННОЙ ЧИСТОТЫ

*Гольдман М.Д., Внуков Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Совершенствование РИТЭГ актуализировано запросом развития ядерной техники в космосе. Ведущей темой является ЯРД (ядерно-ракетный двигатель) и технологии получения и передачи энергии в условиях отсутствия/малой гравитации. В контексте последней ТЭГ имеет зарекомендовавшие себя ранее преимущества. В связи с этим имеем запрос на увеличение поставок РИТЭГ.

NASA опубликовало программы, где им необходимо получать не менее 1.5-3 кг/год ^{238}Pu для нужд освоения дальнего космоса. NASA разработало несколько поколений космических ядерных энергетических систем, которые могут использоваться для выработки электроэнергии и полезного избыточного тепла для различных космических миссий [1].

Совокупный запрос Китая к текущему моменту исчисляется порядка 50 кг до 2038 года (понятно, что космические программы по освоению Луны, Марса и изучения далеких планет и границ Солнечной системы сдвигаются вправо, но связано это в том числе ограничением возможностей использования энергии).

Технологии ТЭГ развиваются и сейчас имеют сопоставимый КПД (в лабораторных условиях). В связи с большим ростом интереса к космосу актуален поиск источника тепла/энергии. И преимущество РИТЭГ в стабильности.

^{238}Pu имеет период полураспада порядка 87 лет. При этом его получение напрямую возможно облучением либо ^{237}Np (каскадом с бета-распадом), либо ^{241}Am (каскадом с альфа-распадом). Во всех вариантах мы имеем издержки, связанные с получением избыточной концентрации ^{236}Pu (для случая нептуния), ^{242}Pu (для случая америция), ^{239}Pu (для обоих случаев). ^{236}Pu со временем каскада распадов дает Tl, имеющий сильный гамма-фон, ^{242}Pu не имеет никакой пользы, а ^{239}Pu потенциально является хорошим делящимся материалом, но нейтронов в среде

нет. Большинство задач по наработке радиоизотопной продукции связывает оценку с минимизацией описанных изотопов (задача получить ^{238}Pu чистотой не ниже 85%, а ^{236}Pu не выше 2 ppm (0.0002%).

В данной работе определяются:

- 1) зависимость тепловыделения от размера сферы/цилиндра плутониевого РИТ (радиоизотопного источника тепла).
- 2) выход α -частиц, который потенциально может бомбардировать поверхность бериллия.
- 3) выход нейтронов, получаемых (α, n) реакции при взаимодействии с бериллием.

Литература

1. Multi-Mission Radioisotope Thermoelectric Generator (MMRTG) [Электронный ресурс]. URL: https://mars.nasa.gov/internal_resources/788/.

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ГОМОГЕННОГО ВЫЖИГАНИЯ НЕПТУНИЯ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН ПРИ МНОГОКРАТНОМ РЕЦИКЛЕ

*Сусакин В.А., Исанов К.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

На сегодняшний день в рамках концепции закрытого ядерного топливного цикла актуальной является проблема обращения с минорными актинидами. Изотопы нептуния, америция и кюрия при остекловывании и захоронении представляют значительную потенциальную опасность в долгосрочной перспективе, что обуславливает необходимость их повторного вовлечения в цикл с целью выжигания и трансмутации для снижения их объемов [1].

Отдельного внимания требует изотоп нептуния ^{237}Np : помимо упомянутых сложностей, возникающих при захоронении минорных актинидов, обусловленных долговременным сохранением радиотоксичности, захоронение нептуния представляется проблематичным, так как в пятивалентном состоянии он способен быстро мигрировать в геологических формированиях [2].

Использование нептуния в быстрых реакторах является эффективным способом его выжигания, так как позволяет в значительной мере сохранить энергетический потенциал топлива в сравнении с системами на тепловых нейтронах. При облучении изотопа нептуния ^{237}Np потоком быстрых нейтронов вероятность радиационного захвата значительно превышает вероятность деления. Из-за этой особенности в реакторе в значительных количествах накапливается изотоп плутония ^{238}Pu , вследствие чего тепловыделение топлива может сильно возрастать.

В данной работе проведена оценка темпов гомогенного выжигания нептуния, вовлеченного в МОКС-топливо, в реакторе типа БН с аксиальной прослойкой при многократном рецикле. Отдельное внимание уделяется количеству накопленного изотопа плутония ^{238}Pu и его влиянию на тепловыделение топлива по мере кампании и после выдержки.

Литература

1. Исанов, К. А. Исследование многократного рецикла америция при гомогенном выжигании в реакторе типа БН / К. А. Исанов, Н. А. Закиров, А. В. Гулевич // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2025. – № 3. – С. 45-58
2. Петров, В. Г. Растворимость и фазовые превращения гидроксида Np(V) в растворах с различной ионной силой / В. Г. Петров, С. Н. Калмыков, М. Альтмайер // Вестник Московского университета. Серия 2: Химия. – 2011. – Т. 52, № 2. – С. 130-138.

ПОВЫШЕНИЕ ВОДОРОДНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС ВВЭР1200 ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТВЕРДОФАЗНЫХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ ВОДОРОДА, ИХ РЕГЕНЕРАЦИЯ, РЕАЛИЗАЦИЯ В СМЕЖНЫХ ОБЛАСТЯХ

*Ровнягин Д.Ф., Орлова Е.А., Самохин Д.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Водород, как наиболее легкий элемент, накапливается в верхней части защитной оболочки АЭС ВВЭР объемом 40000 - 70000 м³, где для превращения его в воду размещают систему дожигания водорода с каталитическим окислением (сжиганием)

водорода в газовой смеси. С целью повышения водородной безопасности в реакторах типа ВВЭР авторами предложено использовать твердофазные накопители водорода, например, фольгу циркония, которой образуется гидрид циркония ZrH_2 совместно со штатными дожигателями или взамен их.

Источниками водорода в штатном режиме эксплуатации является разложение воды или пара под действием облучения в активной зоне реактора. Наиболее опасна запроектная авария активной зоны, с выделением водорода в термохимических реакциях пара с цирконием. Кинетика этой реакции описывается уравнением Бейкера-Джаста:

$$dN/dt = 1,1 \cdot 10^{-5} [S(t) k_{Zr}]^{0,5} t^{-0,5}, \text{ моль } H_2 / c \quad (1)$$

где N - число молей водорода; S(t) - площадь циркония, контактирующего с водяным паром, равная $5,2 \cdot 10^3 \text{ м}^2$ для реактора ВВЭР-1200; t – время, с;

k_{Zr} - константа скорости реакции (МАГАТЭ)

$$k_{Zr} = 3,33 \cdot 10^7 \exp[-190190/RT_k], \quad (3)$$

где R - универсальная газовая постоянная, Дж/(моль·К);

T_k - температура твэлов, К.

Для поглощения водорода 1 моль/с, производимого при пароциркониевой реакции за 250 с и сепарируемого никелевой мембраной необходимо использовать 14 м^2 циркония при температуре 673 К [1].

Изделие из параллельно расположенных пластин может быть компактным, площадью 1 м^2 и толщиной около 0,2 м.

На рис. 1 представлена зависимость давления водорода над гидридом циркония от обратной температуры. Поглощение водорода целесообразно проводить при 500-800 К, регенерацию при 900-1000 К. Масса накопленного водорода возрастает во времени и с увеличением температуры (рис. 2).

Тепло, затраченное на 100 км, например, Subaru Impreza составляет 338 МДж, теплота сгорания водорода 121 МДж/кг, т.е. необходимо 3 кг водорода.

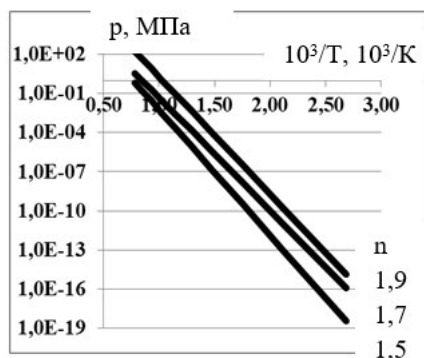


Рис.1. Зависимость давления водорода над гидридом циркония от обратной температуры, n - коэффициент стехиометрии водорода

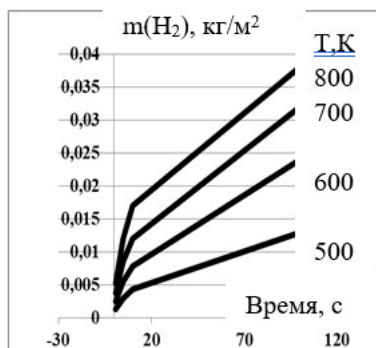


Рис. 2. Зависимость массы накопленного цирконием водорода от времени

Литература

1. Е.А. Orlova и др. Повышение водородной безопасности АЭС ВВЭР сепарацией водорода через никелевую мембрану и поглощением цирконием// V МНТК, НИКИЭТ,- Москва, 2018

СЕКЦИЯ II
ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС

**МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ
ПРОЦЕССОВ В ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКЕ С ТЯЖЕЛЫМ
ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ С
ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ANSYS
FLUENT**

Левченко В.А., Кащеев М.В., Гирип А.П.
ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск

Петлевая установка (ПУ) – это независимый, замкнутый, встроенный в реактор контур, в котором циркулирует какой-либо теплоноситель с целью охлаждения образцов, расположенных в экспериментальном канале. В контуре петли реализуются необходимые условия, отличные от параметров первого контура реактора: температура и давление теплоносителя, химический состав среды, скорость циркуляции.

В докладе приведены результаты моделирования теплогидравлических процессов в ПУ со свинцовым теплоносителем.

Конструкция ПУ (рис. 1) представляет собой трубку Фильда, разделенную на опускной, подъемный участки и «рабочую зону», в которой расположены твэлы в квадратной решетке. Циркуляция свинцового теплоносителя обеспечивается осевым центробежным насосом с частотным регулированием оборотов двигателя. Насос размещается в верхней части установки [1]. Стенка опускного участка вместе с расположенными вдоль нее газовыми каналами, заполненными аргоном, омывается натрием внешнего контура.

Табл. 1. Проектные характеристики

Характеристика, размерность	Значение
Расход теплоносителя, м ³ /ч	1,3
Напор насоса, МПа	0,25
Температура свинца на входе/выходе ТВС, °С	490/570
Температура натрия на входе/выходе из канала, °С	330/420

В таблице 1 приведены проектные характеристики моделируемой ПУ.

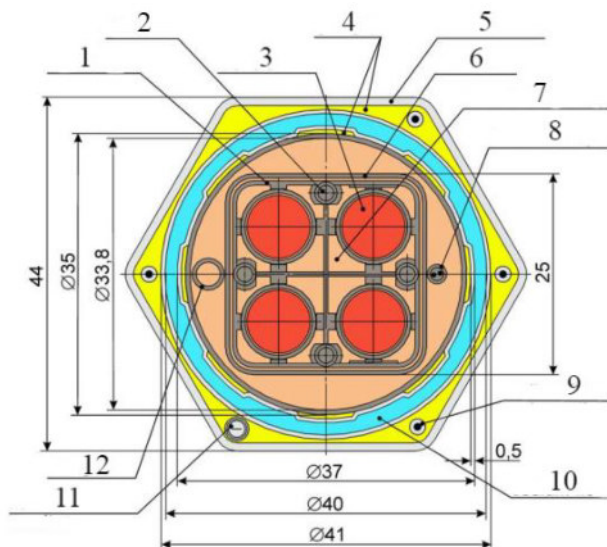


Рис. 1. Поперечное сечение ПУ

1 – дистанционирующая решетка; 2 – вытеснитель; 3 – твэл; 4 – газовый зазор; 5 – корпус канала; 6 – кожух ТВС; 7 – восходящий поток свинца; 8 – термопара; 9 – выходы расходомера натрия; 10 – восходящий поток натрия; 11 – монитор флюенса нейтронов; 12 – трубка для заполнения

Результаты моделирования могут быть использованы для оптимизации конструкции, которая предполагает изменение геометрических параметров каналов и теплогидравлических характеристик петли.

Представленные в докладе данные являются основой для дальнейшего исследования ПУ с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем.

Литература

1. Кордюков А.Г., Леонов В.Н. и др. Испытания макетов твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 в автономном свинцово-охлаждаемом канале БОР-60 // Атомная энергия, т. 97, вып. 2, - М., 2004.

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ КЮРИЯ НА ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА ВВЭР-1200 ПРИ ГОМОГЕННОМ РАСПРЕДЕЛЕНИИ КЮРИЯ В ТОПЛИВНОЙ МАТРИЦЕ

*Храмков В.В., Алиев Д.Р., Скулкин В.О.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Целью работы является оценка влияния гомогенного добавление изотопов юрия в топливо на теплогидравлические характеристики активной зоны ВВЭР-1200. Кюри, нарабатываемый в ОЯТ, не используется и является источником радиационной опасности, что актуализирует проблему его переработки. Добавление юрия в топливо рассматривается как альтернатива захоронению [1], однако его влияние на эксплуатационные параметры топлива изучено недостаточно.

В данной работе рассмотрено добавление изотопов Кюрия в ячейки и ТВС реактора ВВЭР-1200. Основой исследования послужило моделирование в ПО Ansys, в рамках которого были определены ключевые теплогидравлические параметры. Нейтронно-физическое обоснование выполнялось в коде Serpent. Варьируемыми параметрами являются концентрация юрия в топливе. Исследуемые характеристики:

- Максимальная температура ТВЭЛа - при 20% добавлении CmO_2 снижается на 504К.
- Температура теплоносителя - зафиксировано снижение максимального значения на 41 К, для той же концентрации CmO_2 .

Основное внимание уделено построению детализированных моделей ключевых зон ТВС, таких как периферийная (пристеночные и угловые ячейки) и зона влияния регулирующих органов (ячейки рядом с СП) реактора ВВЭР-1200 (рисунок 1) с гомогенным добавлением изотопов юрия во всех топливных элементах и в части топливных элементов, с различными концентрациями исследуемого элемента, в целях определения оптимальных параметров ТВС.

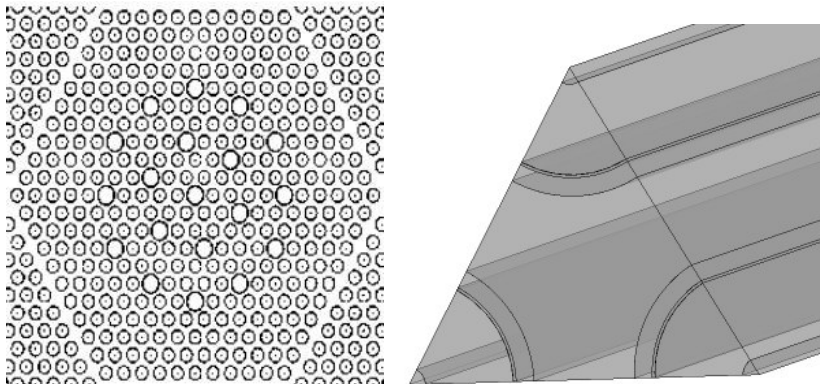


Рис.1. Поперечное сечение модели ТВС (слева) и продольное сечение модели ячейки (справа)

Как видно из рисунков, типовым для российских реакторов является формат размещения твэлов в ТВС, при этом для тепловых реакторов характерно размещение компенсирующих избыточную реактивность поглотителей (стержней-поглотителей, СП) внутри ТВС, кроме того, в последних версиях ВВЭР отсутствует чехол [2], что учтено в построенной геометрической модели. Оптимальными являются варианты со сниженным темпом реактивности при идентичном среднем (на длину топливной кампании) коэффициенте размножения.

Литература

1. Лукьян Е. И., Терехова А. М., Хорасанов Г. Л. Оценка количеств изотопов кюрия и америция в ОЯТ реактора БН-600 // Будущее атомной энергетики-AtomFuture 2017. – 2018. – С. 56-57.
2. Лазарева И. А., Парамонова И. Л. Обоснование теплотехнической надежности ВВЭР1200 с установленными в ТВС перемешивающими решетками // Изв. СПбГЭТУ «ЛЭТИ». 2022. Т. 15, № 5/6.
3. International atomic energy agency, BN-600 Hybrid Core Benchmark Analyses, IAEA-TECDOC-1623, IAEA, Vienna (2010).

АНАЛИЗ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ГЛАВНЫХ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ ГЦН-195М РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-1000 С ПРИМЕНЕНИЕМ МОДЕЛИ ARIMA ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ВРЕМЕННЫХ РЯДОВ

*Степанов А.А., Шлапак Н.П.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Обеспечение надежности и безопасности работы энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 является одной из приоритетных задач Росатома.

Главные циркуляционные насосы (ГЦН-195М) — один из ключевых элементов первого контура, их отказ может привести к останову блока или более серьезным последствиям.

Методы анализа технологических параметров работы энергоблоков АЭС, связанные с машинным обучением пока, не нашли широкого применения, но могут быть эффективны в задачах диагностики [1].

В работе предлагается применение модели ARIMA (AutoRegressive Integrated Moving Average) [2] для прогнозирования параметров работоспособности ГЦН-195М. Разрабатывается методика построения и верификации модели на основе реальных эксплуатационных данных. Результаты работы позволят строить краткосрочные и среднесрочные прогнозы ключевых параметров ГЦН, что дает возможность заблаговременно выявлять тенденции к ухудшению работоспособности, оптимизировать графики технического обслуживания и снизить риски внеплановых остановов.

Для анализа используются следующие данные:

- показания ГЦН: температура обмоток статора и показания вибрации на подшипниковых опорах электродвигателя, положение отсечных клапанов, расход теплоносителя и его температура;

- маслосистема ГЦН: температура масла и давление в системе.

Для каждого параметра предполагается построить отдельную модель, так как каждая система имеет свои физические

особенности (износ и усталость оборудования, сезонность из-за изменения нагрузки на блок в течение года и т.д.).

Качество и эффективность каждой из построенных моделей будут оцениваться с помощью байесовского информационного критерия (BIC) [2], который позволяет определить точность описания данных. Чем меньше потеря информации, тем лучше модель. Необходимо убедиться, что остатки информации модели представляют собой «белый шум» и не содержат скрытых закономерностей с помощью теста Льюинга-Бокса [3].

Для верификации модели исходные данные будут разбиты на обучающую и тестовую выборки: показания ГЦН первой и третьей петли и их электродвигателей будут выступать в качестве обучающей, а второй и четвертой - в качестве тестовой.

Литература

1. Степанов А.А., Шлапак Н.П., Минченков Д.А./ Анализ износа системы аварийного ввода бора в активную зону реакторной установки типа ВВЭР-1000/ Техногенные системы и экологический риск. Тезисы докладов VII Международной (XX Региональной) научной конференции. Обнинск, 2024. С. 76-78.

НЕСТАЦИОНАРНАЯ ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬ ПРЯМОГО РЕБРА ПАРАБОЛИЧЕСКОГО ПРОФИЛЯ С ПЕРЕМЕННЫМИ СВОЙСТВАМИ МАТЕРИАЛА РЕБРА И КОЭФФИЦИЕНТОМ ТЕПЛООТДАЧИ

Левченко В.А.¹, Кащеев М.В.¹, Аксенов И.А.²

¹ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск

*²Московский филиал «Центратомтехэнерго»,
АО «Атомтехэнерго», г. Москва*

При использовании оребрения в оборудовании ядерной техники возникает необходимость в определении влияния переменности свойств материала ребра и коэффициента теплоотдачи от ребра к окружающей среде (далее – параметры) на характеристики ребра – распределение температуры по высоте ребра, линейный тепловой поток через его основание, эффективность ребра и коэффициент наращивания поверхности.

Под свойствами материала ребра следует понимать его плотность, коэффициент теплопроводности и изобарную теплоемкость.

В книге [1] найдены характеристики прямых и кольцевых ребер различного профиля без энерговыделения в ребрах в стационарном состоянии. В статье [2] решена одномерная нестационарная задача теплопроводности в прямом ребре прямоугольного профиля с переменным по высоте ребра энерговыделением. В указанных работах принимается допущение о постоянстве свойств материала ребра и коэффициента теплоотдачи.

В данной работе сформулирована постановка одномерной нестационарной задачи теплопроводности в прямом ребре произвольного профиля с переменным энерговыделением и с учетом зависимости от температуры параметров. Поставленная задача численно решена методом прогонки [3] для ребра параболического профиля.

В целях сравнения характеристик ребра при переменных и постоянных параметрах получено аналитическое решение задачи для аналогичного ребра с постоянными параметрами методом интегрального преобразования Лапласа. При этом зависимость энерговыделения от координаты аппроксимирована с помощью метода Ланцоша [4] в виде суммы экспоненциальных функций, постоянные параметры соответствуют температуре основания ребра.

Найдены линейный тепловой поток через основание ребра, эффективность ребра и коэффициент наращивания поверхности.

При переменных параметрах температура ребра выше, линейный тепловой поток через основание ребра ниже, чем при постоянных. Снижение теплового потока связано с тем, что при переменных параметрах градиент температуры в основании ребра становится меньше. Вследствие уменьшения теплового потока эффективность ребра и коэффициент наращивания поверхности при переменных параметрах ниже, чем при постоянных.

Литература

1. Шнейдер П. Инженерные проблемы теплопроводности. – М.: Издательство иностранной литературы, 1960.

2. Левченко В.А., Кашеев М.В., Аксенов И.А. Нестационарные характеристики прямого ребра прямоугольного профиля с учетом переменности энерговыделения по высоте ребра // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – Обнинск, 2025.

3. Самарский А.А. Введение в теорию разностных схем. – М.: Наука. Главная редакция физико-математической литературы, 1971.

4. Ланцош К. Практические методы прикладного анализа: Справочное руководство. – М.: Государственное издательство физико-математической литературы, 1961.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ МОДЕЛЕЙ ТУРБУЛЕНТНОСТИ В ЗАДАЧАХ ВЕРИФИКАЦИИ ГИДРОДИНАМИКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВТГР

*Князькин Д.В., Николаев Д.С., Курицин Д.Д., Демкина Т.Д.
НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород*

Совершенствование методов численного моделирования теплогидравлики высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) является критически важной задачей в свете требований к безопасности и экономической эффективности современных АЭС. Особую сложность представляет прогнозирование течения теплоносителя в сложно профильных элементах активной зоны, таких как каналы нижнего отражателя, где точное предсказание полей скорости определяет достоверность последующих прочностных и тепловых расчетов.

В рамках работы был реализован комплексный подход, включающий натурное физическое моделирование и вычислительный эксперимент. Создан аэродинамический стенд, воспроизводящий в масштабе 1:1 сегмент нижнего заменяемого отражателя (НЗО) ВТГР (рисунок 1).

Для прецизионных измерений кинематических характеристик потока использовался лазерный доплеровский измеритель скорости (ЛДИС). Параллельно выполнено трёхмерное CFD-моделирование гидродинамики в пакете ANSYS CFX. Основное

внимание уделено сравнительному анализу трёх перспективных моделей турбулентности: SST, BSL-EARSM и SSG, на сеточной модели высокой детализации (7 млн элементов).

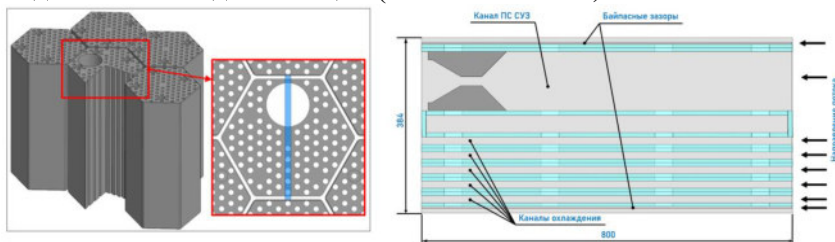


Рис. 1. Экспериментальная модель

Проведенный количественный анализ показал существенное различие в прогностической способности исследуемых моделей. Установлено, что модель турбулентности SSG демонстрирует наивысшую сходимость с экспериментальными данными, обеспечивая отклонение интегральных параметров потока в пределах 6%. Модели SST и BSL-EARSM, несмотря на меньшую вычислительную стоимость, систематически завышали скорости в пристеночных областях и зонах отрыва потока.

На основании результатов бенчмарк-тестирования сделаны следующие выводы:

1. Модель SSG является адекватным инструментом для моделирования анизотропной турбулентности в каналах графитовой кладки ВТГР.

2. Предложена и апробирована методика верификации расчетных кодов, применяемая для задач реакторной гидродинамики.

3. Полученные данные являются основой для дальнейшего моделирования тепломассопереноса и проведения прочностного анализа полноразмерных активных зон ВТГР, что вносит вклад в оптимизацию проектирования.

Работа выполнена в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2024-0003) в НИЛ ТГ ЯЭУ нового поколения НГТУ им. Р.Е. Алексеева.

**ВОЛОКОННО-ОПТИЧЕСКАЯ ДИАГНОСТИКА
КОНСТРУКЦИЙ В УСЛОВИЯХ РАДИАЦИИ И
МЕХАНИЧЕСКИХ НАГРУЗОК**

Мажитов А.З., Иванов В.В.

НГТУ имени Р.Е. Алексеева г. Нижний Новгород

Современные судовые ядерные энергетические установки функционируют в условиях комплексных эксплуатационных нагрузок, включающих динамические механические воздействия, значительные температурные градиенты, агрессивную морскую среду и сложную электромагнитную обстановку. Анализ, представленный в работе [1], показывает, что традиционные системы контроля демонстрируют принципиальные ограничения в таких условиях, проявляя электромагнитную восприимчивость аналоговых трактов и уязвимость к воздействию электромагнитного импульса. Дополнительными проблемами являются горючесть полимерных изоляций кабелей и неоптимальные массогабаритные характеристики кабельных трасс, негативно влияющие на весовое совершенство конструкций.

В качестве перспективной альтернативы рассматривается создание полностью оптической системы мониторинга на основе распределенных и точечных волоконно-оптических датчиков. Физической основой функционирования таких датчиков служит модуляция параметров оптического излучения под воздействием контролируемых физических полей. Особенностью подхода является реализация концепции "конструкция как датчик" (Structure-as-a-Sensor), при которой волоконно-оптический кабель, интегрированный в силовые элементы конструкции, одновременно выполняет функции линии связи и распределенного сенсора.

Разрабатываемая система базируется на принципах гибридной архитектуры сенсорной сети, включающей распределенные датчики на основе рефлектометрии для мониторинга температурных полей и деформаций, точечные датчики на основе волоконных брэгговских решеток для высокоточных измерений дискретных параметров, а также

оптические датчики физико-химических параметров. Критически важным аспектом является реализация принципа пространственно-функционального резервирования через дублирование магистральных оптических линий связи с их пространственным разнесением и использование отказоустойчивых топологий. Дополнительно создается многоуровневая система диагностики целостности, осуществляющая непрерывный мониторинг затухания в оптических трактах и автоматическую реконфигурацию каналов.

Научно-техническая реализация проекта требует решения ряда исследовательских задач. Первостепенное значение имеет изучение радиационной стойкости различных типов оптических волокон с учетом явления радиационно-индуцированного почернения. Параллельно ведутся работы по разработке компенсационных алгоритмов для учета перекрестных влияний физических полей, созданию математических моделей распространения оптического излучения в условиях комплексных механических воздействий, а также формированию протоколов обработки больших данных от распределенных сенсорных сетей.

Помимо обеспечения электромагнитной иммунности каналов измерения и связи, система позволит повысить помехозащищенность и достоверность контрольной информации. Значительным преимуществом является возможность реализации непрерывного распределенного мониторинга состояния конструкций при одновременном сокращении массы кабельных систем на 40-60% за счет меньшей плотности оптических волокон. Это создает основу для перехода к прогнозному техническому обслуживанию нового поколения.

Литература

1. Дядик, В. В. Энергетика атомных судов : учебное пособие / В. В. Дядик, А. В. Сурин, В. Ф. Романцов. — Санкт-Петербург : Лань, 2023. — 213 с. — ISBN 978-5-507-13045

АНАЛИЗ КОНСТРУКТИВНЫХ ОСОБЕННОСТЕЙ И ПОДХОДОВ К ОБОСНОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Юрасова К.А.¹, Кащеев М.В.², Левченко В.А.²

¹АО «ИТЦ ДЖЭТ», г. Москва

²ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск

АСММ (атомные станции малой мощности) отличаются многофункциональностью: они могут генерировать электричество, производить горячую воду и пар, опреснять воду. Благодаря длительному периоду работы на одной загрузке (7–15 лет) и компактности такие станции становятся экономически привлекательным решением.

Актуальность АСММ возрастает в связи с необходимостью декарбонизации энергетики, замещения устаревших угольных мощностей и обеспечения стабильного энергоснабжения в изолированных системах. Обоснование их безопасности требует пересмотра традиционных подходов, ориентированных на крупномасштабные АЭС.

Основной целью данного исследования являлось проведение анализа конструктивных особенностей и ключевых подходов к обоснованию безопасности АСММ.

Рассмотрены следующие реакторные установки:

1. РИТМ-200Н (Россия): интегральный реактор, разработанный на базе судовых технологий.
2. МАСТЕР (Россия): Малогабаритный автономный саморегулируемый теплопроводный реактор.
3. NuScale Power Module (США): характеризуется интегральной конструкцией (отсутствие внешних ГЦН) и использованием естественной циркуляции теплоносителя.
4. HTR-PM (Китай) / PBMR (ЮАР): используют шаровые твэлы и графитовый замедлитель. Их главное преимущество – внутренняя безопасность, основанная на свойствах топлива (керны, покрытые пироуглеродом). Это позволяет исключить необходимость в крупной активной системе аварийного охлаждения.

5. БРЕСТ-ОД-300 (Россия): использует свинцовый теплоноситель. Безопасность обосновывается отрицательными обратными связями по реактивности и использованием физических свойств теплоносителя для исключения крупномасштабных аварий с течью 1-го контура (LOCA) [1].

Анализ компоновочных решений АСММ показал, что конструкции станций малой мощности значительно отличаются от конструкций традиционных АЭС (ВВЭР-1200 и др.) за счет применения инновационных инженерных решений, направленных на повышение безопасности.

Основное отличие обоснования безопасности АСММ — это смещение акцента с активных систем (требующих внешнего питания и вмешательства персонала) на пассивные системы.

АСММ проектируются по принципу, согласно которому в случае аварии, требующей охлаждения активной зоны, системы активируются автоматически и поддерживают безопасное состояние в течение длительного периода (до 72 часов) без вмешательства оператора. Это значительно снижает влияние человеческого фактора и зависимость от внешней инфраструктуры [2].

В результате проекты АСММ демонстрируют значительный прогресс в области ядерной безопасности, достигнутый за счет интегральной компоновки, использования пассивных систем безопасности и внедрения передовых топливных решений (микротрепалы в HTGR, плотное топливо для быстрых реакторов).

Литература

1. Адамов Е.О., Каплиенко А.В. и др. Быстрый реактор со свинцовым теплоносителем БРЕСТ: от концепции к реализации технологии // Атомная энергия, т. 129, вып. 4. - М., 2020.
2. IAEA. Technology Roadmap for Small Modular Reactor Deployment // IAEA Nuclear Energy Series, no. NR-T-1.18. - Vienna, 2021.

**ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ
РЕЖИМОВ ПРИ ПРОДЛЕНИИ КАМПАНИИ
ЭНЕРГОБЛОКА С РЕАКТОРОМ ВВЭР-1000**

Никитасъ Г.Н.¹, Лапкис А.А.^{1,2}

¹ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск

*²Ростовская атомная станция – филиал
АО «Концерн Росэнергоатом»*

Одним из ключевых направлений повышения эффективности работы энергоблоков АЭС является продление топливной кампании. Это позволяет повысить коэффициент использования установленной мощности (КИУМ), перенести сроки планово-предупредительного ремонта (ППР) и избежать остановки энергоблока в периоды пиковых нагрузок [1].

Режим продления кампании реализуется за счет совместного использования мощностного и температурного эффектов реактивности при плавном снижении тепловой мощности реактора и переходе турбины на работу со скользящим давлением во втором контуре [2].

Целью настоящего исследования является анализ эксплуатационных характеристик энергоблока ВВЭР-1000 в режиме продления кампании со скользящим давлением, оценка его влияния на КПД турбоустановки и определение экономического эффекта.

В программе United Cycle была разработана модель тепловой схемы, основанная на методе тепловых и материальных балансов [3].

Проведенный анализ работы энергоблока в условиях ухудшения регенерации (при отключении групп ПВД) показал преимущество скользящего режима перед режимом постоянного давления (рис. 1). Установлено, что скользящий режим не только компенсирует потери, но и обеспечивает выигрыш в электрической мощности до 7 МВт, наиболее значительный в средней части рабочего диапазона мощностей.

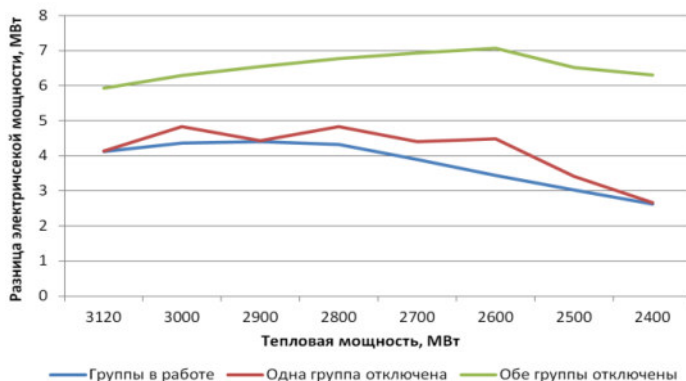


Рис.1. Разница в электрической мощности на скользящем и постоянном давлении

Совмещение мощностного эффекта со скользящим давлением на энергоблоке ВВЭР-1000 позволяет увеличить энерговыработку при продлении кампании. Расчёты, выполненные при средней отпускной цене электроэнергии 1,8 руб/(кВт·ч), показывают, что при типичной продолжительности продления в 10-15 эффективных суток дополнительный экономический эффект составляет 1-2 млн рублей на одну кампанию по сравнению с традиционным методом.

Литература

1. Проскуряков А.Г., Калинов В.Ф., Виденев Е.Н. Экономическая эффективность работы атомного энергоблока с ВВЭР в режиме продления кампании. Электрические станции. 1987;(9):5–8.
2. Грачёв А.С., Лапкис А.А., Смолин А.Ю. Возможность продления кампании действующих энергоблоков ВВЭР-1000 за счет работы на скользящем давлении второго контура. Глобальная ядерная безопасность. 2023;(2):66-78. <https://doi.org/10.26583/gns-2023-02-08>. EDN: BWGUOU
3. Компания «М Системы» [Электронный ресурс]. – URL: <https://msystema.ru/> (дата обращения: 03.03.2025).

ВЛИЯНИЕ НА РАДИАЦИОННУЮ ОБСТАНОВКУ МЕДЛЕННОГО РАСХОЛАЖИВАНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА ЛАЭС-2 В ПЕРИОД ОСТАНОВА ДЛЯ РЕМОНТА

*Евтушенко Е.А.¹, Кащеев М.В.², Левченко В.А.², Савинов Р.Н.¹,
Шовиков А.В.¹*

*¹Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Ленинградская
атомная станция», г. Сосновый Бор*

²ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск

В период ремонта энергоблока мощность дозы гамма-излучения от оборудования ядерных реакторов с водным теплоносителем определяется долгоживущими радионуклидами коррозионного происхождения, сорбированными пленкой продуктов коррозии на внутренних поверхностях контура [1]. Основными радиоактивными изотопами коррозионного происхождения являются ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{59}Fe , а также $^{110\text{m}}\text{Ag}$.

С каждым годом эксплуатации энергоблоков Ленинградской АЭС-2 прослеживается тенденция увеличения мощности дозы от основного оборудования и трубопроводов первого контура.

Для улучшения радиационной обстановки в помещениях реакторного отделения в период планово-предупредительного ремонта второго энергоблока ЛАЭС-2, проводившегося в начале 2025 года, внедрено в практику работы техническое решение, связанное с медленным расхолаживанием энергоблока во время останова для проведения ремонта.

Медленный режим расхолаживания позволяет снизить концентрацию активированных продуктов коррозии в теплоносителе и, как следствие, уменьшить дозовые нагрузки на персонал.

В процессе медленного расхолаживания были выполнены следующие мероприятия:

– насыщение фильтра смешанного действия при переводе РУ из состояния МКУ в горячее состояние в процессе ввода раствора борной кислоты в первый контур для создания стояночной концентрации бора;

- подключение дополнительного фильтра после перевода энергоблока в горячее состояние, обеспечение суммарного расхода теплоносителя через фильтры 60 м³/ч;
- расхолаживание реакторной установки и снижение температуры теплоносителя до 130 °С со скоростью 30 °С/ч;
- расхолаживание реакторной установки и снижение температуры теплоносителя от 130 °С до 70 °С со скоростью не более 2,5 °С/ч при работе двух ГЦНА;
- очистка теплоносителя на фильтрах после снижения температуры теплоносителя ниже 70 °С в течение 4 часов при работе двух ГЦНА.

Реализация медленного расхолаживания показала, что фильтры смешанного действия, работая в паре, наиболее эффективно очищают теплоноситель от активированных продуктов коррозии при заданных расходе, температуре и ВХР. Наибольшая эффективность очистки наблюдается при температуре теплоносителя 110 °С (коэффициент очистки ~ 20) и температуре от 70 °С до 40 °С (коэффициент очистки ~ 10) при двух работающих ГЦНА.

Уменьшение показателя рН теплоносителя в процессе расхолаживания приводит к увеличению растворимости продуктов коррозии и всплескам активности. Результаты измерения МАЭД показали снижение мощности дозы от ГЦТ практически на 10 %. Зафиксировано уменьшение активности нормируемых радионуклидов в выбросах в вентиляционную трубу в первые дни ППР. Наблюдается снижение на порядок объемной активности реперного радионуклида Ag-110m в контрольных баках.

Литература

1. Поваров В.П., Росновский С.В. и др. Радиационная защита энергоблоков атомных электростанций проекта «АЭС-2006». - Воронеж : Диамант, 2021.

**СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ И ПРЕДИКТИВНОЕ
МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗНОСА ГРАФИТОВЫХ
ПОДШИПНИКОВ ГЕРМЕТИЧНЫХ НАСОСОВ
СУДОВЫХ ЯЭУ**

Королёв А.Е., Иванов В.В.

НГТУ имени Р.Е. Алексеева г. Нижний Новгород

В конструкциях судовых ядерных энергетических установок принцип глубокой герметизации первого контура является базовым требованием безопасности. В реакторах типа КЛТ-40 его реализация связана с применением герметичных насосов, где ротор вращается в подшипниках скольжения, работающих в прямом контакте с теплоносителем. Эти графитовые подшипники становятся определяющим элементом ресурса агрегата. Работая под воздействием экстремального давления, температуры и радиации, они интенсивно изнашиваются, превращая локальную неисправность в системную инженерную проблему.

Подшипник в насосе КЛТ-40 функционирует в среде первого контура при давлении около 12.7 МПа. [1]. На него критически влияет нестабильность физико-химических свойств теплоносителя: колебания водного режима, снижение pH и постоянное присутствие взвешенных продуктов коррозии, выступающих абразивом. Дополнительную циклическую нагрузку создают переходные режимы — повторяющиеся «холодные» и «горячие» остановки, радикально изменяющие условия смазки и тепловые зазоры. Износ подшипника вызывает каскад последствий: рост зазоров нарушает динамическую балансировку ротора, увеличивает вибрации, способствует усталостным повреждениям других элементов и снижает производительность насоса из-за возросших перетечек.

Переход к предиктивному управлению ресурсом требует детерминистических моделей, основанных на физике процессов. Ключевыми численными методами являются:

1) CFD-моделирование, позволяющее анализировать поведение теплоносителя в зазоре подшипника — поля давления, скорости и концентрации частиц. Оно даёт возможность

оптимизировать геометрию смазочных канавок, формировать устойчивую гидродинамическую подушку, обеспечивать вымывание продуктов износа и выявлять зоны кавитации.

2) FEA-моделирование, использующее результаты CFD для расчёта напряжённо-деформированного состояния пары

«вал-вкладыш», определения зон максимальных контактных напряжений и прогнозирования интенсивности износа. Термомеханическая модель, учитывающая нагрев трением и тепловое воздействие теплоносителя, помогает оценивать деформации и риски заклинивания ротора. Интеграция моделей износа позволяет прогнозировать изменение зазора во времени.

В развитии этих подходов предлагается концепция замкнутой адаптивной системы с динамическим цифровым двойником подшипникового узла. В отличие от статических моделей, она постоянно корректируется по данным телеметрии реального насоса. Объединение мониторинга и прогнозных CFD/FEA-моделей обеспечивает переход от регламентных ремонтов к обслуживанию по фактическому состоянию, что позволяет активно управлять ресурсом критического узла и повышать надёжность всей судовой реакторной установки.

Литература

1. Алехин В. В. и др. Машиностроение ядерной техники. Кн. 2 / Под ред. П. Л. Кириллова. — М.: Машиностроение, 2005. — 351 с. — ISBN 5-217-03256-1.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК НА ОСНОВЕ МАЛОРАДИОАКТИВНОГО D-³НЕ ТОПЛИВА

*Годес А.И., Кондрашов О.В., Федоров Д.В., Шаблов В.Л.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Работа посвящена разработке комплекса усовершенствованных методов и алгоритмов определения характеристик перспективных ТЯР, использующих малонейтронное D-³Не топливо, альтернативное традиционному D-T топливу [1]. В основу комплекса положены улучшенные

данные по скоростям термоядерных реакций в диапазоне температур 10-130 кэВ, рассчитываемые с использованием современных данных из баз NACRE и EXFOR и приближения эффективного радиуса [2], и корректное описание энергетических потерь на тормозное и магнитотормозное излучение. На данном этапе исследований использовалась модель изотермической плазмы, которая позволяет описывать энергетические потери на магнитотормозное излучение на основе метода Трубникова и определить важнейший целевой параметр ТЯР-тройной критерий Лоусона. Исследования двух циклов использования D-³He топлива (цикл самообеспечения ³He и полностью катализированный D-D цикл) при различных значениях коэффициента усиления Q , коэффициента отражения магнитотормозного излучения r и параметра β (отношения газокинетического давления плазмы к магнитному) показали, что температура тройного критерия Лоусона лежит в диапазоне 40-50 кэВ, что существенно ниже прежних оценок температуры реализации УТС, относящихся к критерию Лоусона - 105-120 кэВ, и сравнимо с температурой тройного критерия для D – T реакторов-14 кэВ.

Типичные результаты приведены в таблице 1 для $Q = \infty$ и аспектного отношения 1.5, n_i -концентрация ионов плазмы.

Табл. 1. Параметры реакторов токамаков для цикла самообеспечения ³He (I) и полностью катализированного D-D цикла (II)

Основные параметры	I		II	
β	0.5	1	0.5	1
r	0.65	0.92	0.65	0.92
B	2.27	1.77	2.40	1.83
n_D/n_i	0.859	0.881	0.460	0.490
n_{He}/n_i	0.135	0.109	0.460	0.490
n_T/n_i	0.004	0.004	0.002	0.003
$(n_\alpha + n_p)/n_i$	0.002	0.006	0.078	0.017
T , кэВ	34	41	43	50
$n_i \tau T$, см ⁻³ ·кэВ·с	$3.76 \cdot 10^{17}$	$1.31 \cdot 10^{17}$	$5.41 \cdot 10^{17}$	$7.48 \cdot 10^{16}$

В целом полученные результаты согласуются с результатами работ [3,4], в которых рассматривались реакторы со схожими параметрами.

Исследование выполнено при поддержке Российского научного фонда (грант No. 25-22-20058).

Литература

1. Рыжков С.В., Чирков А.Ю. Системы альтернативной термоядерной энергетики. - М.: ФИЗМАТЛИТ, 2017. - 200 с.
2. Годес А.И., Шаблов В.Л. Критерий Лоусона для различных сценариев использования D-³He-топлива в термоядерных реакторах//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – №. 2. – С. 134-147.
3. Stott P.E. The feasibility of using d – ³He and d – d fusion fuels // Plasma Phys. Control. Fusion.-2005. – Vol.47.-P.1305–1338.
4. Чирков А.Ю. О возможности использования D-³He с наработкой ³He в термоядерном реакторе на основе сферического токамака. // Журнал технической физики, 2006. – №6(9). –С.51–54.

РАСЧЁТ ТЕМПЕРАТУРНОГО РЕЖИМА ТОПЛИВНЫХ КОМПАКТОВ И МИКРОТВЭЛОВ С TRISO ПОКРЫТИЕМ ДЛЯ АЭТС С ВТГР

Базюк С.С.², Булгакова А.В.¹, Малышева Е.А.¹, Парамонова И.Л.¹

¹ФГАОУ ВО СПбПУ, г. Санкт-Петербург

²АО «НИИ НПО «ЛУЧ», Подольск

С 2021 года АО «Концерн Росэнергоатом» финансирует инвестпроект по разработке технологических решений для создания атомно-энерготехнологической станции с химико-технологической частью (АЭТС с ХТЧ) для производства H₂, направленные на стратегический переход к водородной энергетике [2].

Топливо ВТГР представляет собой сферические микровтэлы (МТ) диаметром 830 мкм, состоящие из топливного ядра на основе диоксида урана с нанесенным 4-х слойным защитным

TRISO покрытием (TRI-structural ISOtropic), диспергированные и спеченные в графитовой матрице, формирующей цилиндрический топливный компакт (ТК) высотой 50 мм и диаметром 12,5 мм [1]. ТК расположены в каналах гексагональных призматических топливных блоков (ТБ) из конструкционного графита, из которых состоит активная зона (АЗ) ВТГР. Генерируемое реакцией деления изотопа ^{235}U тепло от МТ через ТК и ТБ отводится гелием, циркулирующим в каналах охлаждения.

В работе смоделированы стационарные распределения температур ТК и МТ при нормальных условиях эксплуатации ВТГР в элементарной ячейке ТБ на основе разработанных скриптов в ПО MathCAD и ANSYS Mechanical. Рассмотрены теплообмен теплопроводностью, конвекцией, неравномерности энерговыделения и нагрев He по высоте и сечению АЗ. Максимальная температура ТК, вычисленная аналитически, составляет 1354 К (рис. 1), определенная методом конечных элементов (МКЭ) – 1352,32 К (рис. 2) (отклонение $\sim 0,1\%$). Наибольшая температура ядра МТ, определенная аналитически, достигает 1361,47 К (рис. 3а), МКЭ методом – 1361,63 К (рис. 3б) (отклонение $\sim 0,01\%$).

Разработанные скрипты позволяют рассчитывать основную и альтернативную конструкции МТ и ТК с варьированием геометрии и материального состава. Освоен и верифицирован МКЭ метод для детального моделирования температурных режимов топлива ВТГР.

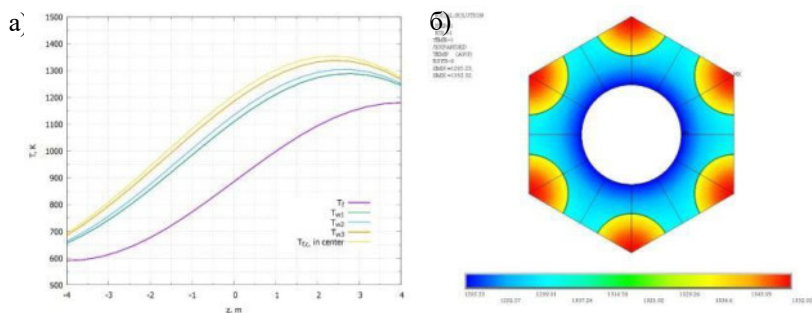


Рис. 1 – Распределения температур в ТК, эквивалентной ячейке ТБ и теплоносителя по высоте АЗ

Рис. 2 – Распределение температур в ячейке ТБ

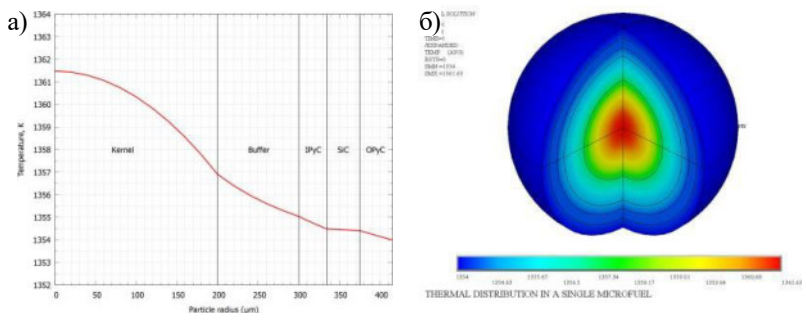


Рис. 3 – Радиальное распределение температуры в МТ:
а) аналитический метод, б) МКЭ метод

Литература

1. Гребенник В.Н., Кухаркин Н.Е., Пономарев–Степной Н.Н. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы – инновационное направление развития атомной энергетики. – М.: Энергоатомиздат, 2008.
2. Атомная энергия 2.0 [Электронный ресурс]. URL: <https://www.atomic-energy.ru/news/2025/01/14/152640> (дата обращения 13.09.2025).

ПОВЫШЕНИЕ ДОСТОВЕРНОСТИ РАСЧЕТОВ ВЛИЯНИЯ БИОЛОГИЧЕСКОГО ОБРАСТАНИЯ НА ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В ПЛАСТИНЧАТЫХ ТЕПЛООБМЕННИКАХ НА ОСНОВЕ CFD-КОДОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДА GSI

Фоменко Н.Д.¹, Чивилев Я.В.²

¹НВПИ НИЯУ МИФИ, г. Нововоронеж

²Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская АЭС», г. Нововоронеж

Пластинчатые теплообменники (ПТО) являются критически важными элементами энергетического оборудования, что

требует высокоточной оценки их теплогидравлических характеристик. Несмотря на широкое применение CFD-моделирования для анализа ПТО, сложная геометрия их каналов создает значительные трудности для построения оптимальных расчетных сеток. Отсутствие стандартизированной методики верификации точности таких расчетов приводит к неконтролируемой погрешности, связанной с влиянием дискретизации, и субъективности при оценке качества сетки.

Использование недостаточно точных расчетных сеток приводит к искажению градиентов ключевых физических величин, таких как скорость, давление и температура. Особенно существенные погрешности возникают в областях с высокой пространственной изменчивостью течения: в пограничных слоях, зонах отрыва потока и вихревых структурах. Физически это проявляется в некорректном прогнозировании коэффициентов теплообмена и гидравлического сопротивления, что может привести к ошибкам при проектировании и оптимизации ПТО.

Для количественной оценки погрешности дискретизации и проверки сходимости решения предложена модификация метода Grid Convergence Index (GCI), основанного на принципе Ричардсоновской экстраполяции [1]. В качестве ключевого контролируемого параметра, комплексно характеризующего эффективность теплопереноса в ПТО, использовалось локальное число Нуссельта. В отличие от интегральных величин, данный критерий подобия непосредственно отражает интенсивность конвективного теплообмена в пристеночной области [2].

Исследование проводилось для ПТО с шестью каналами, имеющего биопленки на поверхности пластин холодного контура, с использованием GCI на примере трех последовательно сгущаемых сеток буферной модели двухсекционного ПТО. Построение расчетных сеток, моделирование течения и теплообмена, а также расчет полей чисел Нуссельта выполнялись в программном комплексе ANSYS CFX [3]. Коэффициент измельчения сетки между расчетными моделями сохранялся близким к постоянному значению ($r \approx 0,5$), что удовлетворяет требованиям метода GCI. Количество элементов при переходе к более мелкой сетке увеличивалось

приблизительно в 8 раз, что соответствует теоретическим ожиданиям.

Проведенные расчеты продемонстрировали высокую сходимость между теоретическими оценками и практическими результатами, полученными в CFD-пакете. Расхождение характерных размеров ячеек и количества элементов сетки не превышало 1-2%. Анализ индекса GCI на основе распределения числа Нуссельта подтвердил достижение асимптотической сходимости решения при измельчении сетки.

Предложенная модификация метода GCI с использованием локального числа Нуссельта позволяет объективно оценивать погрешность, связанную с дискретизацией расчетной области для ПТО со сложной геометрией. Методика обеспечивает повышение достоверности CFD-расчетов и может быть применена в практике проектирования и оптимизации энергетического оборудования, использующего пластинчатые теплообменники.

Литература

1. П. Дж. Роач, «Perspective: A Method for Uniform Reporting of Grid Refinement Studies» - 1994
2. О.Н. Брюханов, С.Н. Шевченко, «Тепломассообмен» С. 319-336 - Инфра-М, Москва, 2012
3. А.С. Кравчук, «Электронная библиотека механики и физики. Лекции по ANSYS с примерами решения задач в пяти частях», часть 3, С. 56-93 – Минск, 2013

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ МАШИННОГО ОБУЧЕНИЯ ДЛЯ ДЕТЕКТИРОВАНИЯ РЕЖИМОВ РАБОТЫ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО СТЕНДА

*Гаврилов А.С., Киямов А.А., Лебедев И.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Обеспечение безопасности ядерных энергетических установок требует внедрения интеллектуальных систем мониторинга, способных в реальном времени детектировать аномалии. Целью исследования является сравнительный анализ

алгоритмов машинного обучения для классификации режимов работы теплогидравлического стенда, в котором моделируются тепловые процессы первого контура реактора.

Экспериментальная база исследования - лабораторный стенд НИЯУ “МИФИ”[1], оснащенный системой датчиками температуры, давления и расхода.

Сформирован набор данных объемом более 10 000 записей, включающий 15 классов состояний: от штатных переключений насосов до имитации аварийных ситуаций (течи, отключение насосов, возрастание тепловыделения на имитаторах твэлов). В ходе предобработки данных применялись методы стандартизации, дисперсионный анализ (ANOVA) и метод главных компонент (PCA) для снижения размерности и устранения мультиколлинеарности.

Для классификации режимов были обучены и протестированы различные алгоритмы: логистическая регрессия, метод опорных векторов (SVM), k-ближайших соседей (k-NN), нейронные сети и ансамблевые методы (Random Forest, Gradient Boosting, CatBoost). Результаты оценки эффективности моделей на исходном наборе представлены в таблице 1.

Табл. 1. Результаты обучения на исходном наборе признаков

Алгоритм	Accuracy	Precision (взв.)	Recall (взв.)	F1-score (взв.)
Logistic Regression (ovr)	0.77	0.81	0.77	0.78
Logistic Regression (multinomial)	0.96	0.96	0.96	0.96
SVM	0.98	0.98	0.98	0.98
Random Forest	1	1	1	1
Neural Net	0.91	0.91	0.91	0.9
CatBoost	0.99	0.99	0.99	0.99
Gradient Boosting	1	1	1	1
k-NN	0.99	0.99	0.99	0.99

Наилучшие показатели продемонстрировали ансамблевые методы (Random Forest, Gradient Boosting, CatBoost), достигшие значений $F1 \approx 0.99-1.0$. Это подтверждает их высокую обобщающую способность и устойчивость к шуму в

экспериментальных данных. Нейросетевой подход также показал приемлемую точность, однако уступил ансамблям в вычислительной эффективности. Линейные модели продемонстрировали средние результаты, но их качество повысилось после применения регуляризации.

Полученные результаты обосновывают возможность применения ансамблевых алгоритмов для создания цифровых двойников и систем предиктивной диагностики реакторных установок.

Литература

1. Лауэр С., Делов М.И. и др. Теплогидравлический стенд для разработки новых решений в области использования цифровых двойников объектов атомной энергетики // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. - Обнинск, 2020.

ВЛИЯНИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА ПОВЕРХНОСТИ МАРСА НА ВЫБОР АРХИТЕКТУРНО-СТРОИТЕЛЬНЫХ РЕШЕНИЙ КОНСТРУКЦИЙ С УЧЁТОМ ТЕХНОЛОГИЙ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

Флоренский В.М.¹, Белов В.В.²

¹НИИСФ РААСН, г. Москва

²НИУ МГСУ, г. Москва

Планируемое освоение Марса, включающее создание долговременных обитаемых баз, сталкивается с фундаментальным вызовом — экстремальными радиационными условиями.

По данным приборов RAD (Curiosity) и HEND (Mars Odyssey), среднегодовая доза на поверхности достигает 230–260 мкЗв, что в 15–30 раз превышает земные показатели [1].

Причинами, обуславливающими появление ионизирующего излучения на поверхности Марса, являются:

- галактические космические лучи (ГКЛ): состоят из протонов (85%), альфа-частиц (12%) и тяжёлых ионов (Fe, O, C; 3%) с энергиями 1 МэВ – 100 ГэВ.

- солнечные частицы высокой энергии (SEP): генерируются во время вспышек и корональных выбросов массы. Состав: протоны (90%), альфа-частицы (9%), ионы металлов.

Оценка нейтронной компоненты радиационного фона была проведена для кратера Гейл [2] и показала, что основной вклад в эффективную дозу по нейтронам вносят нейтроны очень больших энергий за счет своей высокой поражающей способности. Тем не менее вклад нейтронов в диапазоне ниже 10–15 МэВ значителен (более 50%). Данные по ослаблению первичного излучения атмосферой, после которого происходит переход на вторичное нейтронное излучение, занесены в таблицу 1, общий вклад в фон излучений в зависимости от типа сведены в таблицу 2.

Таб. 1. Ослабление первичного излучения

Энергия частиц	Ослабление атмосферой
< 100 МэВ	Полное поглощение
100 - 500 МэВ	40 - 60%
> 1 ГэВ	< 10%

Таб. 2. Спектры излучения, составляющего радиационную обстановку Марса на поверхности

Тип излучения	Вклад в общий фон, %	Δ , %
ГКЛ	70-80	10-12
SEP	5-15 (при вспышках до 50)	15-20
Вторичные нейтроны	20-30	25-30

Архитектура сооружений стационарной научно-исследовательской марсианской базы может быть оптимизирована с учетом уровней излучения и необходимостью защиты от нейтронов, размещением критически важных отсеков в центральной, наиболее защищенной зоне с буферными входными группами в торцах. В периоды минимальной солнечной активности следует делать акцент на защиту от ГКЛ с помощью барьеров из реголита, тогда как в периоды максимальной солнечной активности наличие защиты от SEP является критически важным. Ввиду сложности производства строительных работ нулевого цикла, возникает необходимость применения материалов для создания каркаса из лёгких

материалов, например, полимеров, ограждающих конструкций [3] с использованием высокопрочного полотна, а затем экранирование обсыпкой [4]. Концепция каркаса представлена на рисунке 1.

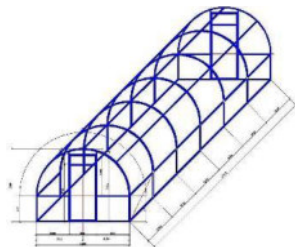


Рис. 1. Архитектурное решение каркаса сооружения

Толщина слоя засыпки принимается на основе расчета. Входная группа - буферная зона без грунта. Принято частичное заглубление (до 1.5 метров) сооружения в реголит для повышения устойчивости. Форма свода оптимальна для восприятия нагрузки от слоя засыпки. К недостаткам можно отнести необходимость транспортирования материалов каркаса с Земли, что решается применением аддитивных технологий и спеканием реголита для производства элементов конструкций на месте.

Литература

1. Daniel Matthiä, Thomas Berger, The radiation environment on the surface of Mars – Numerical calculations of the galactic component with GEANT4/PLANETOCOSMICS, Life Sciences in Space Research, Volume 14, 2017, Pages 57-63, ISSN 2214-5524, <https://doi.org/10.1016/j.lssr.2017.03.005>.
2. Митрофанов И. Г. Оценка нейтронной компоненты радиационного фона в кратере Гейл на Марсе / И. Г. Митрофанов, М. Л. Литвак, А. Б. Санин, Й. В. Семкова, Ц. П. Дачев // *Астрономический вестник*. – 2023. – Т. 57, № 3. – С. 199–208. – DOI: 10.31857/S0320930X23030076.
3. Toto, Elisa, et al. "Recent advances and challenges in polymer-based materials for space radiation shielding." *Polymers* 16.3 (2024): 382.
4. Llamas, Harry J., Karen L. Aplin, and Lucy Berthoud. "Effectiveness of Martian regolith as a radiation shield." *Planetary and Space*

Science 218 (2022): 105517

**ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИКИ
ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В УСЛОВИЯХ ИЗМЕНЯЮЩЕЙСЯ
ГЕОМЕТРИИ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ АКТИВНОЙ
ЗОНЫ ВТГР**

*Курицин Д.Д., Николаев Д.С., Демкина Т.Д., Легчанов М.А.,
Дмитриев С.М.*

НГТУ им Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород

Проектирование высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) требует уточнения теплогидравлических характеристик активной зоны, формируемой из призматических графитовых блоков. В процессе эксплуатации геометрия графитовой кладки изменяется вследствие механических воздействий, температурных деформаций, радиационного разбухания, что приводит к смещениям блоков относительно исходного положения. Эти изменения приводят к изменению размеров межблочных зазоров и, как следствие, перераспределению потоков теплоносителя между охлаждающими каналами и зазорами [1]. Подобные процессы оказывают заметное влияние на теплотехническую надежность активной зоны и требуют экспериментального анализа.

Для количественной оценки влияния ширины зазора на распределение расходов потоков в графитовой кладке ВТГР была проведена серия экспериментов на исследовательском стенде с воздушной рабочей средой при нормальных условиях. Экспериментальная модель представляла собой три полномасштабные смежные колонны ВТГР. С целью фокусировки внимания на влиянии самого зазора конструкция модели была упрощена и выполнена в виде отдельных имитаторов графитовых блоков, воспроизводящих треть сечения штатных блоков активной зоны (рис. 1). Конструкция стенда позволяла изменять ширину межблочного зазора в диапазоне от 1 до 4 мм.

Расход через экспериментальную модель подбирался по критерию подобия Рейнольдса, обеспечивающему соответствие режиму нормальной эксплуатации реакторной установки.

Измерения расходов в каналах и зазорах выполнялись с использованием пневмометрических элементов собственной разработки, предварительно прошедших тарировку. Суммарная погрешность измерений не превышала $\pm 4\%$.

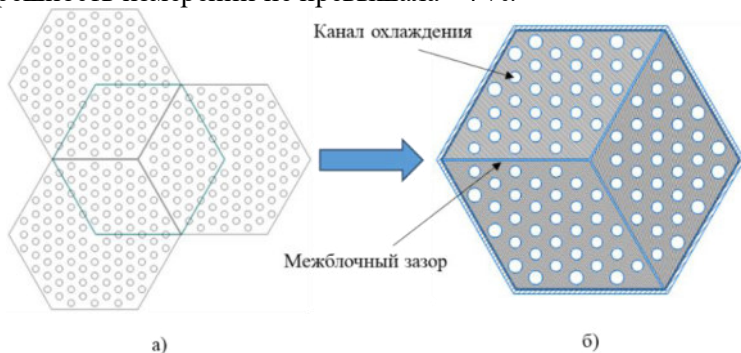


Рис. 1 Упрощение экспериментальной модели

а) Конструкция активной зоны реактора ВТГР, б) Поперечное сечение экспериментальной модели

В результате экспериментов установлено, что при номинальной ширине межблочного зазора 2 мм доля расхода через зазоры составила $(2,7 \pm 0,2)\%$ от суммарного расхода через экспериментальную модель (ЭМ). Уменьшение ширины зазора в два раза — до 1 мм — приводит к снижению доли расхода через зазоры до $(0,84 \pm 0,15)\%$ при нормальной эксплуатации. Увеличение ширины зазора в два раза — до 4 мм — вызывает рост доли расхода через зазоры до $(7,1 \pm 0,5)\%$.

Таким образом, установлено, что изменение геометрии графитовой кладки, в частности ширины межблочного зазора, напрямую влияет на распределение расхода между охлаждающими каналами и зазорами. Данное явление может снижать эффективность теплоотвода из активной зоны и способствовать формированию локальных зон перегрева.

Работа выполнена в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2024-0003).

Литература

1. Петрунин В.В., Кодочигов Н.Г., Дмитриев С.М. и др. Ядерные энергетические установки с высокотемпературными модульными газоохлаждаемыми реакторами. В 2-х т. Под общей ред. Н.Н. Пономарева-Степного. Нижний Новгород, Нижегородский гос. техн. ун-т, 2018.

**ОПИСАНИЕ КРИТИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ
РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-1200 С
МАКСИМАЛЬНЫМ КОЭФФИЦИЕНТОМ
РЕАКТИВНОСТИ ПО ТЕМПЕРАТУРЕ
ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ**

Парфёнов Т.А., Пасечник И.Д.

ГП «Белорусская АЭС», г. Островец, Республика Беларусь

Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя является важнейшим параметром активной зоны, который используется в качестве исходных данных при проектном обосновании и подтверждении безопасности топливных загрузок.

При подтверждении безопасности топливных загрузок минимальное и максимальное значение коэффициента реактивности по температуре теплоносителя в критическом состоянии сопоставляется с консервативными предельными значениями, принятым при обосновании безопасности [1].

В соответствии с установленными требованиями максимальное значение коэффициента реактивности достигается и рассчитывается в начальный момент эксплуатации топливной загрузки (состояние с максимальным запасом реактивности на выгорание и максимальной концентрацией борной кислоты) в критическом состоянии на минимально-контролируемом уровне мощности с полностью извлеченными из активной зоны ОР СУЗ при минимально-допустимой входной температуре теплоносителя для данного состояния [2].

В данной работе для проектных топливных загрузок реактора ВВЭР-1200 Белорусской АЭС с помощью программы БИПР-7А программного комплекса «КАСКАД» проведен расчет значения

коэффициента реактивности по температуре теплоносителя в первые 10 эфф.сут. для состояния, описанного выше.

По результатам проведенных расчетов было определено, что для некоторых топливных загрузок значение коэффициента реактивности по температуре теплоносителя в начале кампании возрастает, а затем начинает снижаться.

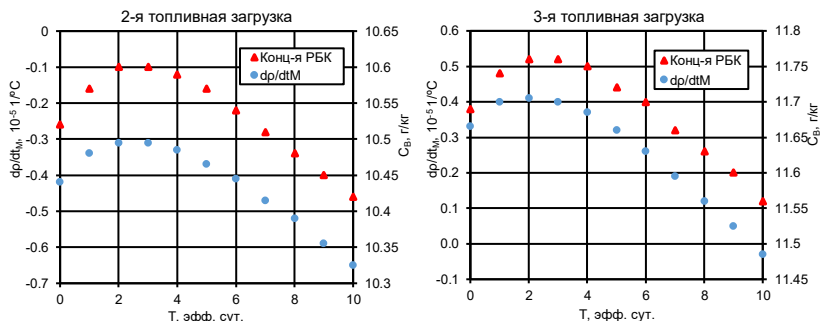


Рис.1. Изменение коэффициента реактивности по температуре теплоносителя в начале кампании

Такой характер поведения значения коэффициента реактивности по температуре теплоносителя может быть обусловлен изменением критической концентрации борной кислоты в теплоносителе первого контура вследствие изменения концентрации ^{149}Sm (более интенсивный характер убыви ^{149}Sm , образовавшегося в результате самопроизвольного распада ^{149}Pm при длительном останове реактора, чем его образование в результате деления топлива).

Несмотря на то, что увеличение коэффициента реактивности по температуре теплоносителя ($0,11 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$) значительно меньше погрешности расчета БИПР-7А ($3 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$) [3], результаты данной работы необходимо учитывать при подтверждении безопасности топливных загрузок, в том числе при определении интервала сокращения N-1 топливной загрузки при подтверждении безопасности N топливной загрузки.

Литература

1. Номенклатура эксплуатационных нейтронно-физических расчетов и измерений для топливных загрузок ВВЭР-1200 для

Белорусской АЭС. – Островец: ГП «Белорусская АЭС», 2022. – 52 с.

2. Физический проект активной зоны. – Москва: НИЦ «Курчатовский институт», 2017. – 228 с.

3. Комплекс программ КАСКАД. Программа БИПР-7А. Верификационный отчёт. – Москва: НИЦ «Курчатовский институт», 2020. – 63 с.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПАРОГЕНЕРИРУЮЩЕГО КАНАЛА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА FLOWVISION

Болотникова А.А.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Российские энергоблоки с реакторами типа БН для генерации рабочего пара высоких параметров в настоящее время используют секционно-модульные вертикальные парогенераторы, секции которых имеют два основных типа модулей: испаритель и пароперегреватель. В трубы испарительного модуля поступает недогретая до температуры насыщения вода, которая нагревается за счет теплоты, отводимой от натрия второго контура, текущего в межтрубном пространстве, до температуры кипения, кипит, образовавшийся в результате выкипания воды пар перегревается сверх температуры насыщения, после чего он направляется в трубки модуля пароперегревателя.

Таким образом в трубках испарителя теплоноситель проходит через несколько различных процессов теплообмена: нагревание воды, кипение с недогревом, пузырьковое кипение, пленочное кипение, дисперсно-кольцевой режим кипения, перегрев пара. Нагревание воды и перегрев пара происходят при однофазном конвективном теплообмене [1].

В связи со сложностью процессов, происходящих в парогенерирующем канале, к программному комплексу для их моделирования должны предъявляться следующие требования:

- возможность задания дисперсных фаз, имитирующих пузыри пара и капли воды;
- возможность задания фазы пленки;
- возможность задания кипения, как встроенного в программное обеспечение процесса, или коэффициентов теплоотдачи на поверхности стенки трубы и на поверхности раздела фаз;
- возможность моделирования фазовых переходов;
- гибкость функционала задания граничных условий.

В данной работе предлагается в качестве среды моделирования рассмотреть отечественный программный комплекс FlowVision – российский CAE-пакет для междисциплинарного моделирования устройств и физических процессов [2]. Его основными преимуществами являются:

- возможность получения студенческой лицензии;
- заявленная возможность моделирования многофазных течений, движения сплошной среды, тепло- и массообмена.

Однако данный программный комплекс в настоящее время не имеет встроенных моделей кипения в трубах и не поддерживает функционал, позволяющий задать параметры фазового перехода.

По результатам исследования можно сделать следующие выводы:

- для моделирования всего комплекса процессов, протекающих в парогенерирующем канале, потребуется проводить сопряженные расчеты для каждого из последовательно протекающих процессов теплообмена;
- на данном этапе исследования нельзя однозначно судить о возможности моделирования процессов, протекающих в парогенерирующем канале в ПК FlowVision.

Литература

1. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А. Теплообмен в ядерных энергетических установках. – М.: Атомиздат, 1974.
2. TESIS Ltd., FlowVision версия 3.15.02 [Программное обеспечение]. URL: <https://flowvision.ru/> (дата обращения 30.11.2025)

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ГЕОМЕТРИИ ТЕПЛООБМЕННОГО УСТРОЙСТВА НА ЭФФЕКТИВНОСТЬ РАСХОЛАЖИВАНИЯ НАТРИЕВЫХ ТРУБОПРОВОДОВ

*Ревакина П.А., Бессонов И.А., Клебанский Е.Р., Осанкин С.А.,
Лезов А.Д., Ташлыков О.Л.*

*УрФУ имени первого Президента России Б.Н.Ельцина,
г. Екатеринбург*

Оптимизация ремонтных работ на атомных электростанциях составляет важную часть повышения экономических показателей [1]. Для решения подобных задач, связанных с работой тепломеханического оборудования атомных станций, зачастую используется компьютерное моделирование с использованием пакетов вычислительной гидродинамики SolidWorks Flow Simulation.

В работе представлен анализ зависимости параметров, характеризующих процессы теплообмена от геометрии теплоотводящей поверхности.

Объектом моделирования является натриевый трубопровод системы индикации водорода парогенератора ПГН-200М, заключенный в кожух, на поверхности которого установлены ребра для интенсификации процесса теплообмена с окружающей средой.

Рассмотрено два типа конструкции ребер: тип «А» соответствует дискообразным ребрам, установленным на поверхность трубопровода с переменным углом к поверхности трубы; тип «Б» соответствует ребрам, установленным перпендикулярно поверхности трубопровода.

При моделировании стационарного процесса натриевого дренажного трубопровода с теплоотводящими ребрами типа А были получены коэффициент теплоотдачи и поверхностная плотность теплового потока. На основе результатов моделирования были получены зависимости параметров процесса теплопередачи от геометрических характеристик ребра, а также найдена оптимальная геометрическая конфигурация ребра типа А для лучшей интенсификации теплообмена с окружающей средой.

Проанализировав зависимость теплофизических параметров, можно сделать вывод о рациональном подборе длины ребер для моделей типа «Б»: с увеличением длины ребра значение среднего коэффициента теплоотдачи уменьшается, выходя на плато значений после достижения определенной длины.

В результате анализа данных, полученных моделированием теплоотводящей поверхности при изменении различных геометрических характеристик (тип «А» и тип «Б»), была определена конфигурация модели, для которой процесс теплообмена в заданных условиях протекает с наибольшей интенсивностью. В будущем планируется расчет нестационарной модели оребренного трубопровода с целью определения влияния геометрических характеристик теплоотводящей поверхности на время расхолаживания тепломеханического оборудования.

Литература

1. Ташлыков О.Л., Наумов А.А., Щеклеин С.Е. Моделирование процесса замораживания натрия в трубопроводах с целью оптимизации ремонта реакторных установок на быстрых нейтронах // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2013. – № 2. – С. 21-26.
2. Ройзен Л.И., Дулькин И.Н. Тепловой расчет оребренных поверхностей /; Под ред. В.Г. Фастовского. - Москва: Энергия, 1977. - 254 с.: ил.; 21 см.
3. Ташлыков О.Л. Ремонт оборудования атомных станций: – Екатеринбург: Изд-во Урал. Ун-та. – 2018. – 352 с.

ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ТИПА ВВЭР-С С ГОМОГЕННЫМ РАЗМЕЩЕНИЕМ НЕПТУНИЯ В ТОПЛИВО

*Верецки А.П., Харьков М.А., Скулкин В.О.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Ресурсы нашей планеты с каждым годом истощаются, а потребность в них только увеличивается. Атомная энергетика, несмотря на свои преимущества, сталкивается с проблемой

обеспечения стабильной энергосистемы и эффективного использования топлива в реакторах. Кроме того, с каждым годом появляются концепции новых модели реакторов. Одним из них, ВВЭР-С (водо-водяной энергетический реактор со спектральный регулированием), позволяет регулировать спектр нейтронов в активной зоне реактора. Это происходит за счёт изменения водоуранового отношения в процессе работы реактора на мощности при извлечении механических вытеснителей воды из активной зоны. Это может позволить повысить долю выжигание нептуния в топливном цикле. Однако, для понимания как меняются теплофизические свойства элементов активной зоны, требуется детальное изучение [1].

Актуальность исследования обусловлена необходимостью повышения экономической эффективности ядерной энергетики.[2] Использование нептуния может способствовать утилизации общемировых накопленных запасов долгоживущих актинидов, что снизит опасность радиоактивных отходов. Кроме того, гомогенное размещение нептуния в состав топлива реактора ВВЭР-С позволит оптимизировать топливный цикл за счет наработки плутония, продлить топливную кампанию и улучшить эксплуатационные характеристики реактора.

В рамках исследования выполняется сравнение теплофизических характеристик топливных кампаний реактора ВВЭР-С при добавлении нептуния в топливо. Моделирование проводится с использованием различных программных комплексов. Исследование основано на численном моделировании нейтронно-физических процессов в среде *Serpent* и градиента температур топливных элементов в *Ansys*. Варьируемыми параметрами являются концентрация нептуния в топливе.

В процессе поднимания вытеснителя мы достигаем равномерного выгорания топлива. Для отслеживания детального изменения теплофизических свойств были смоделированы расчетные модели частей активной зоны ВВЭР-С, а именно: центральная модели с вытеснителем и 12 ТВЭЛами, пригловая модель стенки ТВС и 4 ТВЭЛа, пристеночная модель стенки ТВС и 6 ТВЭЛами.

В результате работы получена карта энерговыделения, градиент температуры в точке соприкосновения вытеснителя и воды (вытеснитель поднят на 1/4 часть) и при сравнении основных теплофизических параметров с обычной моделью ВВЭР-С (без непутия) выявлено, что добавление непутия не сильно сказывается на них.

Литература

1. Савандер, В. И. Оценка эффективности спектрального регулирования запаса реактивности реактора типа ВВЭР-1000 при работе в замкнутом топливном цикле / В. И. Савандер, Вин Ту, Б. Е. Шумский // Вестник Национального исследовательского ядерного университета "МИФИ". – 2013. – Т. 2, № 3. – С. 371. – DOI 10.1134/S2304487X13030152. – EDN QCYAEN.

2. Элазака, А. И. И. А. Потенциал спектрального регулирования ВВЭР с учетом выгорания топлива / А. И. И. А. Элазака, Г. В. Тихомиров // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2020. – № 2. – С. 27-38. – DOI 10.26583/npe.2020.2.03. – EDN HQENQA.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ CFD-ПАКЕТОВ (ANSYS CFX, STAR-CCM+, CADFLO) ДЛЯ ОЦЕНКИ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Морозов А.Г.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск

Реакторные установки типа БН (БН-600, БН-800) подтвердили свою эффективность в составе реакторного парка Российской Федерации и являются градообразующими предприятиями для г. Заречный. Разработка перспективного реактора нового поколения типа БН представляет собой логическое продолжение развития технологии быстрых реакторов в России. [1]

Реализующаяся сегодня стратегия развития двухкомпонентной ядерной энергетики, закреплённая Указом президента РФ, направлена на реализацию ЗЯТЦ. [2] В связи с чем, особую актуальность приобретают исследования по

совершенствованию топливных композиций. Одним из перспективных направлений является применение металлических топливных сплавов на основе урана, циркония и плутония. [3]

В настоящее время существует несколько концепций применения металлических сплавов в качестве топливной смеси:

1. В виде аксиальной гетерогенной компоновки.
2. В виде гомогенной компоновки.

Исследуемые составы:

1. UO_2-PuO_2 - МОКС (контрольный состав), керамический.
2. $U_{10}Zr$ – металлический сплав на основе урана.
3. $U_{20}Pu_{10}Zr$ – металлический сплав на основе урана с добавлением плутония.

Основные преимущества металлических составов включают:

1. Повышенную плотность и теплопроводность топливной композиции.
2. Выравнивание энерговыделений (аксиальных и радиальных) топлива.
3. Обеспечение меньших тепловых нагрузок на оболочку ТВЭЛа.
4. Потенциал увеличения длительности топливной кампании.

Цель работы заключалась в определении максимальных температур топливного столба в наиболее теплонапряженной ТВС для различных топливных композиций, а также сопоставлении результатов решений: аналитического и численного. Численные решения получены в результате моделирования в различных CFD-пакетах: ANSYS CFX, STAR CCM+, CADFlo. [4,5]

Задачи, поставленные для исследования:

1. Разработка теплогидравлической расчетной модели сегмента ТВС реактора типа БН.
2. Верификация модели в режиме нормальной эксплуатации.
3. Сравнительный анализ температурных полей для различных топливных композиций, полученных численным моделированием.

Результаты показывают применимость выбранных топливных композиций в реакторной установке типа БН нового поколения.

В перспективы исследования входят:

1. Исследования динамического поведения температурных полей при аварийных режимах.
2. Анализ механической стойкости выбранных топливных композиций.

Литература

1. Бабушкин С. В. и др. Реакторные установки с быстрыми реакторами с натриевым теплоносителем для двухкомпонентной ядерной энергетики //Атомная энергия. – 2020. – Т. 129. – №. 1. – С. 20-29.
2. Указ Президента РФ от 16 апреля 2020 г. № 270 «О развитии техники» // Собрание законодательства Российской. 2020. № 16. С. 2571.
3. Адамов Е. О. и др. Сравнительный анализ преимуществ и недостатков использования металлического и нитридного смешанного уран-плутониевого топлива в быстрых реакторах //Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2015. – №. 2. – С. 3-15.
4. CFX-Solver A. Theory guide //Release 11. – 2006. – Т. 11. – С. 298.
5. Siemens P. L. M. Simcenter STAR-CCM //Academic Research, Release. – 2017. – Т. 12.

АВТОМАТИЗАЦИЯ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ ПАРАМЕТРОВ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО СТЕНДА ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПЕРЕХОДНЫХ РЕЖИМОВ ТЕПЛООБМЕНА ПРИ ЕСТЕСТВЕННОЙ И ВЫНУЖДЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИИ ВОДЫ

*Павлюковский Н.В., Толоконский А.О., Куценко К.В.,
Стручалин П.Г., Делов М.И.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Диагностика переходных режимов теплообмена важна для обеспечения безопасности и эффективности энергетического

оборудования. Для разработки методов диагностики и прогнозирования наступления такого переходного режима, как закипание теплоносителя, в НИЯУ МИФИ разработан теплогидравлический стенд, оснащенный сменной секцией с имитаторами тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ), и позволяющий определять теплогидравлические параметры в переходных режимах при естественной и вынужденной циркуляции воды [1].

Данная работа посвящена реализации автоматизированной системы предобработки экспериментальных данных в режиме реального времени для диагностирования наступления кипения теплоносителя на поверхности имитаторов ТВЭЛ по анализу флуктуаций теплогидравлических параметров во времени. В работе [2] описаны методы статистического и частотного анализа таких флуктуаций, на основе которых возможно определение режима теплообмена. Методы частотного анализа основаны на обработке временных рядов методом быстрого Фурье-преобразования и анализе вида спектральной плотности сигнала.

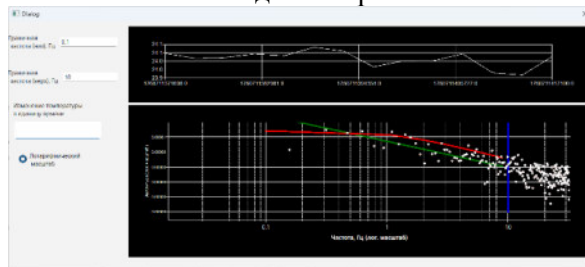


Рис.1. Вид диалогового окна с частотной предобработкой показаний термодатчиков рабочего участка стенда в режиме реального времени

Аппаратная часть системы автоматизации стенда реализована с помощью аналогово-цифровых преобразователей сигналов датчиков (термодатчики, манометры, расходомеры), интегрированных в программно-технический комплекс «УМИКОН». Организована запись мгновенных значений показаний датчиков на сервер с частотой опроса до 20 Гц. Реализован Web-интерфейс предварительной обработки показаний датчиков в рабочем участке стенда, способный производить с периодичностью один раз в 3 секунды Фурье-

преобразование сигналов, а также аппроксимацию полученных спектров функциями различного вида (пример диалогового окна Web-интерфейса представлен на Рисунке 1).

Возможность контроля параметров аппроксимации частотных спектров сигналов с теплогидравлического стенда, а также реализация записи предобработанных данных позволяют существенно ускорить процедуру отработки методик проведения экспериментов и коррекции методов обнаружения смены режима теплообмена. В дальнейшем этот программный модуль станет основой для разрабатываемого программно-аппаратного комплекса по автоматизированной диагностике наступления кипения теплоносителя.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-79-00251, <https://rscf.ru/project/25-79-00251/>

Литература

1. Лауар С. и др., Теплогидравлический стенд для разработки новых решений в области использования цифровых двойников объектов атомной энергетики // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2020.
2. M.I. Delov, et al., Diagnostics of transient heat transfer modes based on statistical and frequency analysis of temperature fluctuations // Experimental Heat Transfer, 2020

ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ КОРРОЗИОННЫХ СВОЙСТВ КОНСТРУКЦИОННОЙ СТАЛИ ПГ МЕТОДОМ АПК В УСЛОВИЯХ ОБРАБОТКИ ПО РЕЦЕПТУРАМ ЭХП РЕАКТОРОВ ТИПА БН

*Смыков В.Б., Легких К.Г., Асхадуллин С.Р.
АО «ГНЦ РФ - ФЭИ», г. Обнинск*

Целью данной работы являлось экспериментальное установление наличия или отсутствия снижения коррозионной устойчивости стали марки 10Х2М-ВД (конструкционного материала трубы испарителя) после обработки в водных растворах, имитирующих по составу растворы для

эксплуатационной химической промывки (ЭХП) и пассивации (рецептура БН-600 с применением ЭХП и пассивации, и рецептура кислородно-аммиачного ВХР БН-800 без применения ЭХП). В данной работе применяли метод анодных поляризационных кривых (АПК), описанный в [1-2].

Получены данные о коррозионной устойчивости стали 10Х2М-ВД после обработки растворами по рецептурам ЭХП БН-600 (вода + ЭДТК + гидразин + аммиак до $\text{pH} = 9$) и пассивации (вода + перекись водорода + раствор аммиака до $\text{pH} = 11$) и кислородно-аммиачного ВХР БН-800 без применения ЭХП. На Рис.1 представлены усреднённые АПК для образцов стали 10Х2М-ВД. На АПК образцов, обработанных вышеперечисленными растворами, отсутствует активационная петля.

Обработка стали 10Х2М-ВД вышеперечисленными растворами не приводит к ухудшению её коррозионного состояния. Данная сталь в рассмотренных условиях пассивируется и не склонна к питтинговой коррозии.

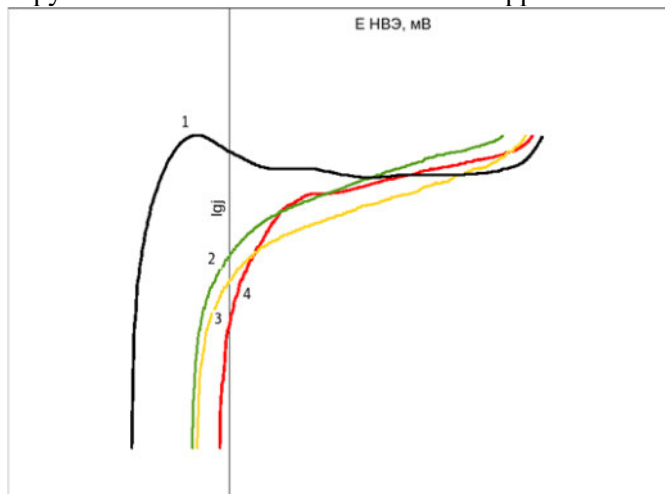


Рис. 1. Усредненные АПК стали 10Х2М-ВД до и после обработки по различным рецептурам

- 1 – до обработки (ювенильный образец);
- 2 – после обработки по рецептуре ВХР БН-800
- 3 – после обработки по рецептуре пассивации (БН-600);
- 4 – после обработки по рецептуре ЭХП (БН-600).

Литература

1. Росина Н.Г., Попов Н.А., Жиликова М.А., Корелин А.В. Коррозия и защита металлов. Часть 1. Методы исследований коррозионных процессов. – Издательство Уральского университета, 2019.–112 с.
- 2.Смыков В.Б. Электрохимическое исследование коррозионной устойчивости конструкционных сталей в водно-химических режимах третьего контура реакторов типа БН/Смыков В.Б., Легких К.Г., Асхадуллин С.Р.//Известия вузов. Ядерная энергетика.– 2025.– №2– С.50-57.

ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЁТ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ ИСПЫТАНИЯ ОБРАЗЦОВ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ГРАФИТА

*Мыскин А.А., Шамова М.А., Литвиненко О.В.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград*

Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы были признаны инновационным проектом 4-го поколения на международном научном форуме “Generation IV” [1]. Текущим этапом осуществления проекта является обоснование работоспособности конструкционных материалов. Для этого необходимо проведение внутриреакторных испытаний и послереакторных исследований экспериментальных образцов основного конструкционного материала – графита. Цель данной работы – проведение теплофизического расчёта конструкции облучательного устройства.

Необходимые для испытаний температуры образцов (1000-1200 °С) и флюенс $5 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ могут быть получены в ампульном облучательном устройстве, размещённом в первом ряду каналов бериллиевого отражателя исследовательского реактора СМ-3 [2].

Создана расчётная модель в CAD системе SolidWorks, для проведения теплогидравлического расчёта использовался встроенный программный комплекс SolidWorks Flow Simulation. В расчёте учитывались: температурное расширение конструкции, естественная циркуляция газовой среды и

теплоперенос излучением, также учитывались радиальная и высотная неравномерности энерговыведения в облучательном устройстве.

Зависимость температуры на образцах графита от высотной координаты, полученная при расчёте представлена на рисунке 1.

На графике видно, что температуры образцов находятся в, заданном для проведения испытаний, диапазоне, за исключением расчётной точки с высотной координатой (–200 мм) температура, в которой составила 1210 °С, данное превышение может быть вызвано погрешностями расчёта.

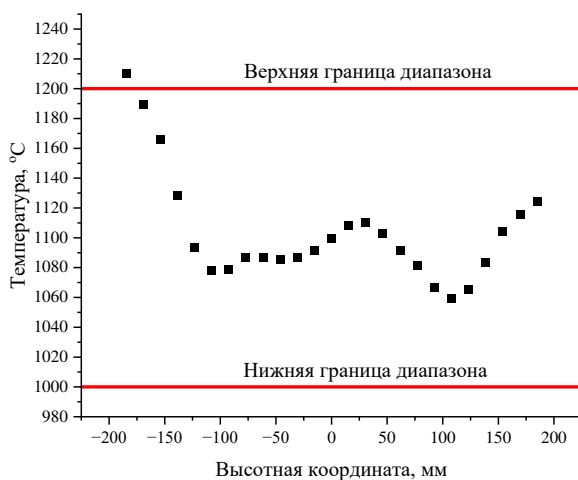


Рис. 1. Распределение температур на образцах экспериментального графита по высоте облучательного устройства

Исходя из результатов расчёта, конструкция облучательного устройство может быть использовано для проведения испытаний образцов экспериментального графита, так как в нём могут быть получены необходимые температуры.

Литература

1. GEN IV International Forum. Generation IV Systems [Электронный ресурс] // The Generation IV International Forum. URL: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_59461/generation-iv-systems (дата обращения: 20.03.2025).

2. Мыскин А.А. Шамова М.А., Оценка возможности проведения внутриреакторных испытаний экспериментального графита для ВТГР в РУ СМ-3 / А. А. Мыскин, М. А. Шамова // Студенческая научная весна-2025: Сборник тезисов Всероссийской научно-практической молодежной конференции, Волгодонск, 14-18 апреля 2025 года. – Волгодонск: НИЯУ МИФИ, 2025. – С. 24-26.

ВЛИЯНИЕ ПЕРЕХОДА К ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОМУ ПОДСЛОЮ НА НЕЙТРОННО И ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ НА ПРИМЕРЕ ТВС РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300

*Грунин В.А., Попов М.А., Семенов Д.Е.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Достижение больших выгораний и увеличение длины топливной кампании всегда было приоритетной задачей атомной отрасли. Данная задача представляет трудности из-за радиационных и тепловых распуханий ядерного топлива в процессе его облучения в ядерном реакторе [1]. Основные причины этого – разрушение кристаллической решётки непосредственно потоком нейтронов, накопление в топливной матрице продуктов деления, расширение пузырьков газообразных продуктов деления (ГПД), воздействие высоких температур.

В реакторе со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 с гелиевым подслоем повышение выгорания топлива на 10% приведет к разрушению оболочки твэла в сечениях с максимальной температурой, что может стать лимитирующим фактором из-за недостаточной жаропрочности, стали.

Способом решения этой проблемы может стать переход к подслою из жидкого металла. Свинец, имеющий высокую теплопроводность, в зазоре между топливом и оболочкой, позволит значительно снизить температуру топливной композиции. Помимо этого, свинцовый подслоя улучшит нейтронно-физические характеристики, повысив коэффициент воспроизводства за счет ужесточения спектра нейтронов.

В реакторе БРЕСТ-ОД-300 в качестве оболочки твэла планируется использование коррозионно-стойкой в свинце малораспухающей стали ЭП823-Ш [2], поэтому распухание оболочки, как и возникновение дополнительной коррозии со стороны свинцового зазора, не является лимитирующим фактором для повышения выгорания топлива. Этому также способствуют, как уменьшение температуры топлива, так и отсутствие газовых пор и выделений вторичных фаз из продуктов деления, типичных для топлива с гелиевым подслоем.

Для изучения влияния перехода в ПК Serpent [3] был произведён расчёт тепловыделяющей сборки реактора для кампании в 1500 эфф. сут. (см. рисунок 1). При этом были заданы граничные условия на отражение вылетающих в поперечном направлении нейтронов, в то время как на торцах имела место утечка. В качестве выходных характеристик отслеживались коэффициент размножения нейтронов, коэффициент воспроизводства, доля запаздывающих нейтронов, нуклидный состав ядерного топлива на конец кампании, а также температурные поля в обеих конфигурациях рассматриваемой модели, изученные в ПК ANSYS.

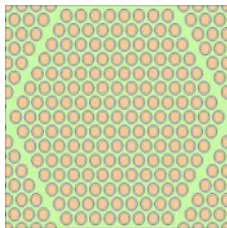


Рис. 1. Поперечный срез ТВС реактора БРЕСТ-ОД-300

На данном этапе работы была проведена 1 итерация с учетом получаемых ранее нами результатов. Результаты исследования показывают, что использование свинцового подслоя в твэлах имеет ряд преимуществ, но несмотря на это, существует необходимость проведения дальнейших исследований в данном направлении.

Литература

1. Беляева А.В., Крюков Ф.Н., Никитин О.Н., Кузьмин С.В., Мальцева Е.Б. Основные результаты исследований уран-

плутониевого нитридного топлива после облучения в реакторе БОР-60 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: материаловедение и новые материалы. – 2013. Выпуск 2 (75). – С. 4-10

2. Адамов Е.О., Забудько Л.М., Мочалов Ю.С., Рачков В.И., Хомяков Ю.С. Разработка твэла с нитридным уран-плутониевым топливом с жидкометаллическим подслоем // Атомная энергия. – 2019. Т. 127, № 5. – С. 255-262

3. Leppanen, J., PSG/SERPENT – A Continuous Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, - Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2015.

РАЗРАБОТКА ЭКСПРЕСС-МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА В СЛУЧАЕ СПОНТАННОГО ВОЗНИКНОВЕНИЯ САМОПОДДЕРЖИВАЮЩЕЙСЯ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИИ ДЕЛЕНИЯ НА ОБЪЕКТЕ ЯТЦ

*Садофьев И.Д., Припачкин Д.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Ядерная безопасность является необходимым условием работы с ядерно-опасными делящимися материалами. В рамках ядерного топливного цикла на этапах производства ядерного топлива и рециклинга отработавшего ядерного топлива используются технологии, в которые включены переделы ядерных делящихся материалов (ЯДМ) в виде урановой руды, порошка диоксида урана, газа гексафторида урана, свежих или облучённых твэлов, МОХ-топлива, СНУП-топлива для проекта «Прорыв». Одной из возможных аварий, представляющих серьезную опасность на предприятиях ЯТЦ, является спонтанное возникновение самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР). Предотвращение СЦР и снижение её возможных последствий являются ключевыми составляющими обеспечения безопасности на предприятии ЯТЦ [1]. Основным средством достижения безопасности является система аварийной сигнализации (САС), призванная оперативно обнаружить само наличие СЦР и подать звуковой сигнал.

Работа [2] указывает на необходимость дифференциация сотрудников по полученным во время аварии дозам с использованием экспресс-оценок для эффективного планирования оказания медицинской помощи. В этой связи проведён анализ действующих методик определения аварийных доз персонала в случае возникновения СЦР, приведённых в [3]. Результаты указывают как на эффективность данных методик, так и на значительное для аварийной ситуации время получения результатов.

Для осуществления оперативной и приемлемой по точности оценки последствий СЦР предлагается расширение функционала программного обеспечения САС дополнительной функцией определения места СЦР, числа делений и доз персонала на основе более тщательного компьютерного анализа и интерпретации всей совокупности сигналов детекторов как компонентов единой системы с учетом их мест размещения. Разработана методика оценки доз облучения персонала в случае спонтанного возникновения СЦР для модельной ядерно-опасной зоны прямоугольной формы и программное обеспечение для установления местонахождения источника СЦР и распределения мощности поглощённой дозы в модельной ЯОЗ.

В дальнейшем предполагается доработка методики и ПО расширением массива расчётных коэффициентов на основе спектров источников с различными ЯДМ в дополнение к существующему набору для диоксида урана, развитием механизма учёта рассеянного нейтронного излучения, также планируется испытание программного средства в условиях, приближенных к реальной ЯОЗ.

Литература

1. Безопасность установок ядерного топливного цикла. Серия норм МАГАТЭ по радиационной безопасности No. SSR-4, МАГАТЭ, Вена, 2018.
2. K. G. Veinot, B. T. Gose, Evaluation of Triage Methods for Criticality Accidents, Health Phys., vol. 121, № 2, 2021.
3. Организация аварийного радиационного контроля внешнего облучения персонала при проведении работ на ядерно-опасных участках предприятий Госкорпорации "Росатом". Общие требования. МУ 2.6.5.053-2017.

ОЦЕНКА ЗАТРАТ ПРИРОДНОГО УРАНА НА ИЗГОТОВЛЕНИЕ ТОПЛИВА ДЛЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Шмачко С.Т.

СПбПУ Петра Великого, г. Санкт-Петербург

В настоящее время развитие атомной энергетики в России выходит за рамки строительства крупных энергоблоков. Особое внимание уделяется созданию атомных станций малой мощности (АСММ). Это обусловлено необходимостью надежного электроснабжения изолированных и труднодоступных регионов Крайнего Севера и Дальнего Востока при замене устаревших угольных и дизельных электростанций. Помимо этого, АСММ можно экспортировать зарубеж, так как они востребованы на международном рынке.

Экономическая эффективность АСММ напрямую зависит от стоимости их жизненного цикла, значительной частью которой является топливная составляющая. Для топлива станций малой мощности, в частности установки «ШЕЛЬФ», используется топливная композиция на основе оксида урана с обогащением до 20% [1]. Применение высокообогащенного топлива требует точной оценки ресурсных затрат на его производство.

Ключевым параметром, определяющим затраты природного урана на изготовление топлива, является единица работы разделения (ЕРР). Целью работы являлась оценка ЕРР для топлива АСММ с заданными характеристиками обогащения.

Методика расчета основана на составлении баланса масс изотопов урана 235 и 238 в процессе разделения. Расчет проводился на 1 кг целевого продукта (высокообогащенного топлива).

Решалась система уравнений материального баланса:

$$\begin{cases} M_{\text{пр}} \alpha_{\text{пр}} - M_{\text{отв}} \alpha_{\text{отв}} = M_{\text{топ}} \alpha_{\text{топ}}; \\ M_{\text{пр}} (1 - \alpha_{\text{пр}}) - M_{\text{отв}} (1 - \alpha_{\text{отв}}) = M_{\text{топ}} (1 - \alpha_{\text{топ}}). \end{cases} \quad (1)$$

где M – масса, α – обогащение; индекс «пр» – природного урана, «отв» – отвального, «топ» – высокообогащенного топлива.

Принималось, что обогащение природного урана составляет 0,72%, а отвального – 0,24%. Определялись массы природного и отвального урана, необходимые для производства топлива.

Расчет потенциала разделения и ЕРР проводился по методике, изложенной в [2]. Результаты расчета представлены в таблице 1. Табл. 1. Определение величин для расчета ЕРР

Величина	Природный уран	Отвальный уран	Целевой уран
Обогащение, %	0,72	0,24	20
Масса, кг	41,2	40,2	1,00
Функция потенциала разделения	4,86	6,00	0,83

Полученная ЕРР, равная 42,0 существенно превышает это значение для оксидного топлива АЭС с ВВЭР. Для сравнения, при стандартном обогащении топлива ВВЭР (3–5%) ЕРР составляет 3,9–8,0. Следует отметить, что зависимость ЕРР от степени обогащения топлива является нелинейной. Рост требуемого обогащения приводит к непропорционально большому увеличению работы разделения, что подтверждается результатами расчета.

Высокий показатель ЕРР для АСММ демонстрирует, насколько требования к обогащению топлива влияют на затраты природного сырья, и, как следствие, на итоговую стоимость топливной загрузки. Полученные данные важны для экономических расчетов и обоснования конкурентоспособности атомных станций малой мощности.

Литература

1. Кулаков Г.В., Ватулин А.В., Ершов С.А., Козлов А.В. и др., Обоснование конструкции и материалов компонентов твэлов для атомных станций мощностью не выше 10 МВт // Атомная энергия – М., 2021. – Том 130, №6.
2. Гордеев Б.К. Введение в экономику ядерного топливного цикла атомной энергетики. – М.: ЦНИИАТОМИНФОРМ, 2001.

ДОРАБОТКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА ПАССИВНОГО РАСХОЛАЖИВАНИЯ БАССЕЙНА ВЫДЕРЖКИ

Глухов С.М., Таишыков О.Л.

*УрФУ имени первого Президента России Б.Н.Ельцина,
г. Екатеринбург*

Пассивные системы безопасности функционируют за счет естественных физических процессов, не требуя внешнего электропитания или постоянного контроля со стороны персонала, а также дополняют активные системы, формируя многоуровневую защиту.

Целью работы является исследование режимов работы экспериментального стенда системы пассивного отвода тепла (СПОТ) работающего по принципу кольцевого термосифона [1] после его доработки.

На рис.1 представлена принципиальная схема стенда после доработки опускного канала (добавлен обратный клапан для исключения обратного движения теплоносителя системы, а также колено для корректной работы расходомера).

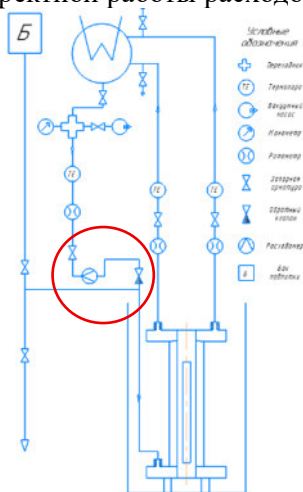


Рис. 1. Принципиальная схема стенда СПОТ

В работе использовались общие методы исследования (эксперимент, анализ, наблюдение и др.).

В ходе исследования получены температуры в восьми точках стенда со временем, выявлены зависимости режима работы стенда от температур в подъемных каналах, проанализированы режимы работы стенда, рассчитана его тепловая мощность.

Исходя из полученных результатов:

1. Работоспособность стенда после доработки соответствует предъявляемым требованиям по отводу тепла.

2. Эффективность работы предлагаемой конструкции при критических параметрах теплоносителя (температура кипения 78,4°C) стенда подтверждена.

3. Работа стенда при критических параметрах теплоносителя в режиме кольцевого термосифона доказана.

4. Конструкция стенда СПОТ рекомендуется для использования в качестве исходной с целью разработки полноразмерной модели системы пассивного расхолаживания бассейнов выдержки.

Литература

1. Глухов С.М., С.В. Чалпанов, О.Л. Ташлыков, Экспериментальный стенд пассивной системы отвода остаточных тепловыделений ОТВС шахты-хранилища // Международный научно-исследовательский журнал, – 2025. – №10 (160)S. – DOI: 10.60797/IRJ.2025.160s.16.

*СЕКЦИЯ III
КОНТРОЛЬ, УПРАВЛЕНИЕ И ДИАГНОСТИКА
ФИЗИЧЕСКИХ УСТАНОВОК И ПРОМЫШЛЕННЫХ
ОБЪЕКТОВ*

**ЧАСТОТНЫЙ АНАЛИЗ ФЛУКТУАЦИЙ ДАВЛЕНИЯ И
ТЕМПЕРАТУРЫ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ПЕРЕХОДНЫХ
РЕЖИМАХ ПРИ ВЫНУЖДЕННОМ ДВИЖЕНИИ**

*Калаева Н.А., Делов М.И.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Наличие низкочастотных колебаний температуры теплоотдающей поверхности малоинерционных нагревателей в переходных режимах кипения позволяют [1] проводить диагностику закипания теплоносителя или наступления кризиса кипения в условиях большого объема. Однако в литературе практически не представлены данные по спектральным характеристикам таких флуктуаций в условиях вынужденного движения и кипения на поверхности нагревателей с большой тепловой инерцией.

Для определения закономерностей возникновения низкочастотных флуктуаций в данной работе проведено экспериментальное исследование при вынужденном движении с качественно разными геометриями движения теплоносителя (движение теплоносителя через обогреваемую трубу и через кольцевой канал с нагревом внутренней стенки) методами статистического и частотного анализа. В эксперименте фиксировались флуктуации давления и наружной температуры стенки по высоте, а также флуктуации температуры теплоносителя на входе и выходе. Частотный анализ строился на основе построения спектральных плотностей флуктуации методом быстрого преобразования Фурье, далее спектры аппроксимировались степенной функцией с показателем степени α .

На рис. 1 для условий движения теплоносителя в обогреваемой трубе представлены зависимости показателя степени α аппроксимации спектральных плотностей

температурных флуктуаций от значения относительной энтальпии теплоносителя. При движении через обогреваемую трубу в зависимости обнаружен локальный максимум при значениях относительной энтальпии $X \approx -0,006 \div -0,018$, что соответствует расчетным значениям достигаемой энтальпии при начале парообразования в канале. Такое наблюдение позволяет модернизировать методы, предложенные ранее в [1], путем использования значения относительной энтальпии теплоносителя для определения режима теплоотдачи.

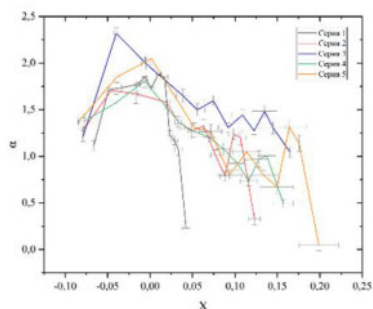


Рис. 1. Зависимость степени аппроксимации α спектров флуктуаций температуры поверхности нагревателя от относительной энтальпии теплоносителя при движении в обогреваемой трубе

Отсутствие локального максимума для случая движения через кольцевой канал предположительно связано с методикой измерений – в эксперименте фиксировались флуктуации температуры наружной стенки, при этом закипание теплоносителя происходило на поверхности обогреваемой внутренней стенки канала. Данное предположение подтверждается модельными расчетами частотных характеристик температуры в твердом теле при отрыве паровых пузырьков, представленными в работе [2].

В работе также исследованы флуктуации давления теплоносителя для различных геометрий движения. Полученные результаты позволят модернизировать методы диагностики переходных режимов теплоотдачи в энергетическом оборудовании.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-79-00251, <https://rscf.ru/project/25-79-00251/>

Литература

1. Delov, M. I., et al., «Diagnostics of transient heat transfer regimes based on statistical and frequency analysis of temperature fluctuations» // Experimental Heat Transfer, 2020

2. Муравьев, А. Д. и др., «Математическое моделирование амплитудных спектров флуктуаций температуры в нагревателе в переходных режимах кипения» // Техногенные системы и экологический риск: Тезисы докладов VI Международной (XIX Региональной) научной конференции, - Обнинск, 2023.

МЕТОДОЛОГИЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ОСТАТОЧНОГО СРОКА СЛУЖБЫ ОБОРУДОВАНИЯ

*Шкарупа М.И., Ивлев И.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В современной практике диагностики и контроля промышленного оборудования уже давно закрепились математические и вероятностные методы анализа. Но в связи с повсеместно внедряемой цифровизацией экономики на выходе генерируется настолько большое количество информации, что хорошо зарекомендовавшие методы уже недостаточны для полноценной ее обработки. Данная работа развивает идею группировки оборудования по схожим историческим паттернам для повышения точности прогнозов.

Актуальность работы определяется необходимостью эффективной планировки технического контроля объектов, их обслуживания. Также с помощью точного прогнозирования становится возможным увеличивать назначенный срок службы изделия.

Целью работы является разработка методологии оценки и прогнозирования остаточного срока службы промышленного оборудования с учетом специфических условий эксплуатации на объектах ядерной и тепловой энергетики.

Работа включает в себя анализ условий, влияющих на оборудование, его типичные дефекты, разработку алгоритмов обработки данных с учетом специфических факторов

эксплуатации. Тестовые испытания на открытых данных для проверки моделей.

Литература

1. Сидельников, В. И. Диагностика и надежность автоматизированных систем: учеб. Пособие. 2023. — 54 с.
2. Гареев А.М., «Прогнозирование остаточного срока службы гидравлического насоса с применением методов машинного обучения» Динамика и виброакустика, 7, № 3, 13-21. 2021 г.

ГЛУБОКОЕ ВЫГОРАНИЕ РОДИЕВОГО ДПЗ

*Курченков А.Ю., Мусихин А.М., Расчетнова М.А.
НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва*

Внутриреакторный контроль в ВВЭР реализуется посредством сборок внутриреакторных детекторов (СВРД), включающих семь детекторов прямого заряда (ДПЗ) с родиевым эмиттером [1]. Для перехода от измеряемого тока родиевого ДПЗ к среднему линейному энерговыделению шести ближайших к датчику твэлов для каждого сорта ТВС заранее подготавливаются коэффициенты чувствительности (переходные функции) [1-2].

В системе внутриреакторного контроля (СВРК) восстановление энерговыделения в активной зоне без потери точности выполняется с использованием функций выгорания ДПЗ до 150-160 Кл. Такой диапазон выгорания ДПЗ полностью перекрывал четыре года эксплуатации (четыре короткие кампании) СВРД в любой напряженной ТВС с любым проектным обогащением.

С переходом РУ ВВЭР на 18-и месячные топливные циклы при эксплуатации СВРД три «длинных» кампании, протекший заряд в ДПЗ может достигать уже 180-200 Кл, что выходит за обоснованную область выгорания эмиттера, и требует отбраковки ДПЗ и может привести к деградации функций СВРК. В связи с этим, СВРД стали эксплуатироваться только две «длинных» топливные кампании.

В работе были проведены расчетные исследования глубокого выгорания родиевого ДПЗ для оценки влияния возможных неопределенностей на точностные характеристики функций выгорания ДПЗ (и соответственно точности восстановления поля энерговыделения по показаниям ДПЗ) при прогнозных расчетах с выгоранием до 200 Кл.

Литература

1. Цимбалов С.А. Характеристики родиевого детектора нейтронов ДПЗ-1м: Препринт ИАЭ-3899/4, 1984.
2. Курченков А.Ю. Выгорание родиевого ДПЗ в ВВЭР-1000. Методика определения линейного энерговыделения по показаниям ДПЗ // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика ядерных реакторов» - 2010, выпуск 3 «Физика и методы расчета ядерных реакторов», с.16-25.

ПРИМЕНЕНИЕ ИСКУССТВЕННОГО ИНТЕЛЛЕКТА В СИСТЕМАХ АВТОМАТИЧЕСКОГО УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

*Корчагин Д.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Объекты ядерной энергетики характеризуются высокой сложностью технологических процессов, многомерностью параметров и повышенными требованиями к безопасности. Внедрение методов искусственного интеллекта (ИИ) в системы автоматического управления (САУ) позволяет существенно расширить функциональные возможности операторских и защитных подсистем, обеспечивая более точное прогнозирование состояний, своевременное принятие решений и оптимизацию режимов работы подсистем и оборудования.

Одним из главных применений ИИ в ядерной энергетике является возможность обработки больших массивов данных в реальном времени. Это обеспечивает раннее выявление отклонений в работе реакторных установок, повышение точности диагностики скрытых дефектов и прогнозирование дальнейших сценариев развития ситуаций. Интеллектуальные

модели позволяют учитывать нелинейные взаимосвязи параметров, которые трудно или невозможно описать классическими алгоритмами. Надежность и долговечность ядерной инфраструктуры можно было бы повысить, если бы ИИ обнаруживал ранние признаки износа ключевых её компонентов.

Традиционной сферой использования ИИ в атомной отрасли можно считать экспертные системы [1]. Также важным фактором применения ИИ является обеспечение адаптивного управления процессами в активной зоне. В условиях изменяющихся теплогидравлических и нейтронно-физических параметров, колебаний нагрузки или переходных режимов искусственные нейронные сети и адаптивные регуляторы могут корректировать управляющие воздействия с учетом текущих и предстоящих состояний системы. Это повышает устойчивость САУ к возмущениям и снижает вероятность человеческой ошибки, особенно в сложных или нестандартных ситуациях.

Особую роль играет создание цифровых двойников реакторных установок. Интеграция ИИ с виртуальными моделями позволяет проводить имитацию аварийных и переходных процессов, формировать рекомендации по управлению реактором с учетом различных сценариев. Это может стать фундаментом для создания полностью интеллектуальных САУ нового поколения.

В ядерной энергетике использование ИИ неизбежно связано с повышенными требованиями к надежности и верифицируемости алгоритмов. Поэтому значительное внимание должно уделяться требованиям к объяснимости решений, принимаемых ИИ. Операторы и надзорные органы должны четко понимать логику работы ИИ, чтобы это не могло привести к нештатным ситуациям. Нужно как можно раньше начать внедрение ИИ и обучение персонала, чтобы эти технологии развивались и становились более привычными и изученными.

Таким образом, использование искусственного интеллекта в системах автоматического управления энергетических установок, особенно в атомной энергетике, открывает возможности для повышения безопасности, эффективности и устойчивости эксплуатации. Одновременно это требует разработки строгих методик тестирования, сертификации и

интеграции интеллектуальных моделей, чтобы обеспечить соответствие высоким стандартам атомной отрасли.

Литература

1. Николаева А.В., Увакин М.А. и др. Искусственный интеллект в области использования атомной энергии — существующие возможности и перспективы // Вопросы атомной науки и техники. Серия: физика ядерных реакторов. – 2023. – № 3. – С. 4-16.

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ ДЕФОРМАЦИИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ В РЕЖИМЕ РЕАЛЬНОГО ВРЕМЕНИ НА ОСНОВЕ ВОЛОКОННО- ОПТИЧЕСКИХ ДАТЧИКОВ

*Миронова Д.Р., Трофимов М.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Герметичность оболочки тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ) является критически важным аспектом, поскольку любые дефекты могут привести к утечке радиоактивных материалов, что вызывает рост активности теплоносителя и увеличивает риск аварии. Однако существующие системы контроля герметичности оболочек (КГО) для реакторов типа ВВЭР обладают низкой эффективностью и требуют существенных затрат времени для проведения контроля. Волоконно-оптические датчики (ВОД) представляют собой передовые средства диагностики для оценки целостности оболочек тепловыделяющих элементов (рисунок 1).

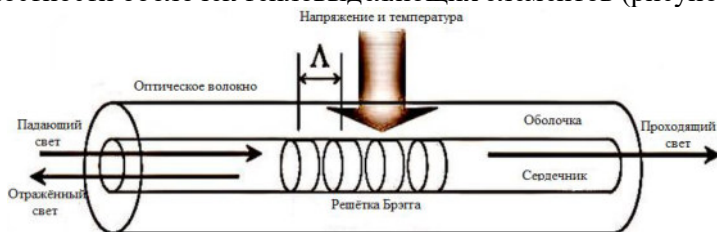


Рис. 1. Структурная схема ВОД

К показателям, влияющим на целостность структуры ТВЭЛ, относятся тепловое расширение и изменение деформации.

ВОД устойчивы к радиации и способны фиксировать данные о температуре и деформации с высокой частотой (до 100 Гц) и высокой пространственной точностью (0,65 мм) на длинах до 30 метров.

Волоконный датчик на основе решетки Брэгга состоит из области в виде решетки с периодическим изменением показателя преломления в области сердечника оптического волокна. Свет, отраженный из-за периодических изменений показателя преломления решетки Брэгга с центральной длиной волны, задаётся как:

$$\Lambda_B = 2n_0\Lambda,$$

где n_0 — эффективный показатель преломления; Λ — шаг решетки.

Волоконно-оптические датчики работают на основе принципов прохождения света через оптические волокна. Сдвиг спектра, наблюдаемый в уравнении решетки Брэгга, иллюстрирует связь между температурой и деформацией в волоконном датчике следующим образом:

$$\frac{\Delta S}{S} = K_T T + K_\varepsilon \varepsilon,$$

где ΔS — спектральный сдвиг, T — температура, ε — деформация, а K_T и K_ε — коэффициенты температуры и деформации соответственно. Параметр S представляет собой среднюю оптическую частоту. Когда волокно свободно перемещается и не подвергается деформации, компонент для измерения температуры может быть изолирован, что позволяет волокну измерять исключительно колебания температуры. Аналогично, волокна для измерения деформации могут изолировать измерения деформации при фиксированных условиях, когда волокно полностью встроено в материал испытуемого объекта, а температура окружающей среды поддерживается постоянной по всей длине объекта.

Литература

1. Alastair Big Luna. Online Health Monitoring of Nuclear Fuel Pins using Fiber Optic Sensors // UNIVERSITY OF WISCONSIN-MADISON, 2025.
2. Manjusha Ramakrishnan, Ginu Rajan, Yuliya Semenova, Gerald Farrell. Overview of Fiber Optic Sensor Technologies for

Strain/Temperature Sensing Applications in Composite Materials // Photonics Research Centre, School of Electrical and Electronic Engineering, Dublin Institute of Technology, Kevin Street, Dublin 8, Ireland, 2016.

ГРАФОВЫЕ НЕЙРОННЫЕ СЕТИ КАК ИНСТРУМЕНТ АНАЛИЗА ГЕОМЕТРИИ ПРИ НЕЙТРОННО- ФИЗИЧЕСКОМ РАСЧЁТЕ

*Шлапак Н.П., Колесов В.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Нейронные сети являются перспективным инструментом для нейтронно-физического моделирования. Однако, предыдущие исследования показали, что в таких задачах как расчёт изотопного состава при выгорании ядерного топлива, точность современных нейросетевых моделей неудовлетворительна [1]. Эта проблема может быть обоснована недостаточным количеством сопутствующей информации, подаваемой на вход нейросети.

Несмотря на то, что для расчёта концентраций изотопов важна не столько геометрия рассматриваемой области, сколько объёмы и плотность материалов (начальное количество изотопов), взаимное расположение поверхностей, а также граничные условия крайне важны для расчёта коэффициента размножения нейтронов. Он представляет особый интерес в любых нейтронно-физических расчётах.

В расчётных кодах, реализующих метод Монте-Карло, таких как Serpent и OpenMC, геометрия задаётся графом. Граф геометрии содержит информацию о каждой поверхности в моделируемой области. Поверхности задаются при помощи уравнений в Декартовых координатах. В узлах графа геометрии содержатся тип поверхности (плоскость, цилиндр и т. д.) и параметры уравнения этой поверхности. Материалы также можно представить в виде узлов графа, в которых хранятся плотность, объём и изотопный состав материала. Пример такого графа представлен на рисунке 1.

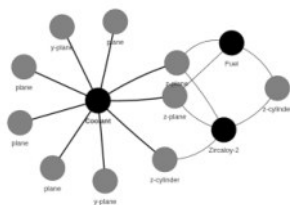


Рис.1 Пример графа расчётной модели в коде OpenMC. Чёрным цветом обозначены материалы, серым — поверхности

Для задач, связанных с обработкой графов на данный момент разработаны десятки нейросетевых архитектур [2]. В данной работе было проведено сравнение некоторых из них в задачах расчёта значения k_{∞} в начале и конце кампании по графу расчётной модели. Лучшим результатом стало отклонение от результатов OpenMC на 3.15% и 4.7% соответственно.

Литература

1. Шлапак Н.П., Колесов В.В.. «Моделирование выгорания ядерного топлива с помощью рекуррентных нейронных сетей» // БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ - АТОМFUTURE 2024. Тезисы докладов XX Международной научно-практической конференции. — Обнинск, 2024 — С.122-124
2. Jie Zhou, et al. «Graph neural networks: A review of methods and applications» // AI Open — 2020 V.1, P.57-81

РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ ПОЛУПРОВОДНИКОВОГО ДЕТЕКТОРА ИЗ ОЧГ С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА GAMMALAB

*Хайитмурадов А.Б., Припачкин Д.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Развитие методов моделирования спектрометрических измерений направлено как на повышение эффективности разработки новых конструкций детекторов в составе спектрометров, так и на обеспечение процесса обучения персонала работе с реальными спектрометрическими приборами.

Цель исследования является разработка модели полупроводникового детектора из особо чистого германия (ОЧГ), с помощью программного комплекса GammaLab, в состав которого входят модули, позволяющие задавать геометрию и состав моделируемого детектора, а также проводить расчет методом Монте-Карло всех необходимых параметров. В процессе исследования была создана модель полупроводникового детектор из ОЧГ, являющегося частью спектрометра ORTEC GEM25P4-76 РОРТОР.

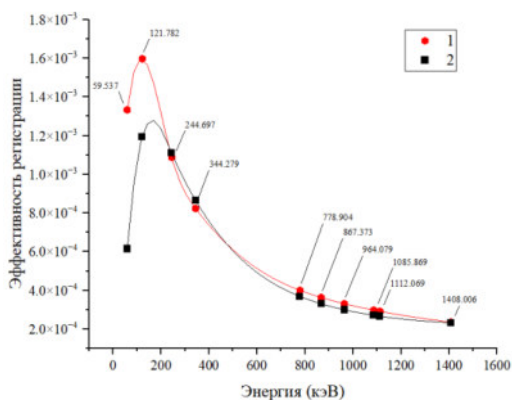


Рис.1 Эффективность регистрации виртуального (1) и реального (2) спектрометра

Для проверки качества моделирования было выполнено сравнение характеристик виртуального (модельного) спектрометра с разработанной моделью детектора и реального детектора в составе спектрометра ORTEC GEM25P4-76 РОРТОР. Для этого были использованы спектры гамма-излучения радионуклидов: Eu-152, Am-241. Время набора по живому времени составило 1000 с, расстояние между детектором и источником – 25см. Калибровка спектрометра по эффективности регистрации проводилась с использованием источников Eu-152 (121,782 кэВ; 244,697 кэВ; 344,279 кэВ; 778,904 кэВ; 964,079 кэВ; 1085,869 кэВ; 1112,069 кэВ; 1408,006 кэВ) и Am-241 (59,537 кэВ).

На рисунке 1 представлено сравнение эффективности регистрации гамма-квантов виртуальным (с разработанной моделью детектора) и реальным спектрометрами.

С уменьшением энергии гамма-квантов (менее 200 кэВ) эффективность регистрации детектора в виртуальном спектрометре начинает отличаться от соответствующих значений реального детектора в составе спектрометра. Предполагается, что причина таких отклонений связана с моделью естественного радиационного фона, учет которого, вероятно, позволит улучшить существующую модель детектора. В дальнейшем для верификации модели разработанного полупроводникового детектора из ОЧГ планируется расширить количество исследуемых спектров гамма-излучения от стандартных радиоактивных источников и проб содержащих гамма-излучающие радиоактивные вещества с неизвестной активностью.

Литература

1. Glenn E. Knoll, «Radiation Detection and Measurement» // Third Edition. – New York: John Wiley & Sons, 2000

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПЬЮТЕРНОГО ЗРЕНИЯ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ ДВУХФАЗНОГО ПОТОКА

*Павлюковский Н.В., Толоконский А.О., Куценко К.В., Савельев
А.А., Маслов Ю.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Повышение мощности ядерной энергетической установки сопряжено с риском возникновения кризиса теплоотдачи, который может привести к перегреву и прогоранию тепловыделяющего элемента с последующим выходом продуктов деления в первый контур. Поэтому, для повышения мощности реакторной установки, критически важно уметь диагностировать и прогнозировать наступление пузырькового и пленочного режимов кипения и течения двухфазного теплоносителя. С целью решения данной проблемы разрабатывается система диагностики течения и

прогнозирования кипения, основанная на методах компьютерного зрения, которые проектируются для теплогидравлического стенда в НИЯУ МИФИ [1].

Актуальность работы подчёркивается необходимостью оперативной диагностики и прогнозирования пузырькового и плёночного режимов кипения в двухфазных потоках теплоносителя.

Целью данной работы является создание системы для определения в режиме реального времени объёмного паросодержания двухфазного потока и размеров паровых пузырей на основе видеопотока, регистрируемого системой контроля теплогидравлического стенда, а также показаний датчиков.

Для решения поставленных задач была выбрана модель YOLO [2] — свёрточная нейронная сеть, предназначенная для обнаружения объектов в реальном времени. Таким образом, обученная нейросеть позволяет определять:

- (1) количество и размер паровых пузырей на поверхности теплонагревающего элемента и в объёме;
- (2) объёмное паросодержание;
- (3) распределение детектируемых пузырей по размерам.

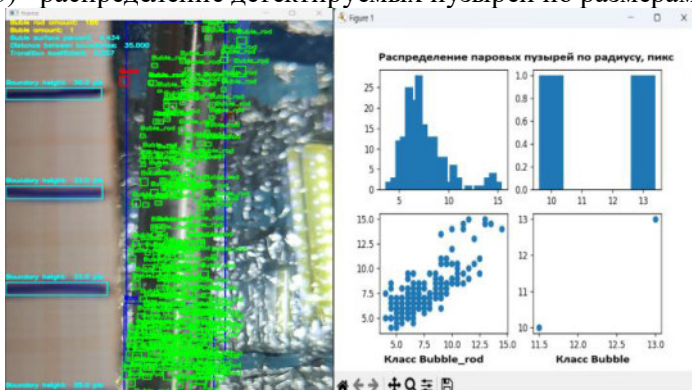


Рис. 1. Результат детектирования паровой фазы в рабочем объёме

После, получив модель способную определять паровую фазу в двухфазном потоке, были проделаны эксперименты по поиску

зависимости величины размера парового пузыря от перегрева и недогрева жидкости.

В ходе работы была разработана система с использованием компьютерного зрения, способная идентифицировать паровую фазу, оценивать пристенное паросодержание и определять отрывные размеры паровых пузырей. Было установлено, что распределение отрывных размеров паровых пузырей близко к логнормальному распределению.

Литература

1. L. Laouar, et al., « A thermohydraulic flow loop for developing novel solutions in the field of using digital twins for nuclear power facilities » // Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zavedeniy, Yadernaya Energetika, - 2020(2)

2. YOLO documentation [Электронный ресурс]. URL: <https://docs.ultralytics.com/> (дата обращения 02.11.2025).

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА СКАНИРУЮЩЕЙ КОНТАКТНОЙ ПОТЕНЦИОМЕТРИИ В АВТОМАТИЗИРОВАННОМ НЕРАЗРУШАЮЩЕМ КОНТРОЛЕ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ИЗДЕЛИЙ

Биктеев А.А.¹, Рыбаков Е.В.², Ишбаев Н.Р.¹, Сурин В.И.¹

¹НИЯУ МИФИ, г. Москва

²СКП Технологии, г. Москва

Современные методы неразрушающего контроля (УЗК, РГК, вихретоковый) имеют ограниченную чувствительность при диагностике тонкостенных изделий, сварных соединений и деталей сложной формы. В ряде случаев информативность стандартных методов снижается, особенно при поиске микротрещин, зон коррозии и локальных структурных нарушений.

Метод сканирующей контактной потенциометрии (СКП) позволяет выявлять дефекты, недоступные ультразвуку и рентгену, за счёт регистрации локальных изменений контактного потенциала между контактом и поверхностью проводящего материала. Контраст потенциала отражает неоднородности

напряжённо-деформированного состояния и позволяет обнаруживать микродефекты размером от 1–5 мкм [1].

Разрабатываемая автоматизированная установка включает:

измерительный модуль с электронным вольтметром;

механизированную систему сканирования;

микроконтроллер синхронизации;

программный интерфейс визуализации.

Сканирование осуществляется автоматически по заданной траектории. Результатом является двумерная карта распределения потенциала, позволяющая локализовать области дефектов без разрушения изделия и без применения источников излучения, вакуума или химических реагентов.

Области применения:

атомная энергетика (контроль трубопроводов, теплообменников, сварных швов, защитных колпачков АЭС);

машиностроение и металлургия (фланцы, корпуса, сварные узлы);

НИИ и лаборатории (анализ микроструктуры и электропроводности);

сервисные компании по НК.

Научно-технический задел: более 300 публикаций по методу СКП, международный патент WO 2017/180007 A1, опытные образцы, подтверждённый уровень технологической готовности TRL-8.

Рынок: мировой рынок НК — \$10,7 млрд (2023) с прогнозом роста до \$25,8 млрд к 2032 году [2]. Российская доля — около 1,5 % ($\approx 14,4$ млрд Р в 2023 г., до 34,8 млрд Р к 2032 г.). Сегмент лабораторного и стационарного оборудования составляет ~ 10 % рынка, что формирует ТАМ РФ $\approx 1,44$ млрд Р в 2023 г. При достижимой доле SOM 5–10 % потенциальный объём составляет 72–144 млн $\text{Р}/\text{год}$ с перспективой роста до 174–348 млн $\text{Р}/\text{год}$.

Предлагаемая установка закрывает дефицит высокочувствительных методов контроля тонких деталей и сложных поверхностей, где традиционные методы технически неприменимы [3].

Получен грант № Дог. вн. код 0108635 от Фонда Содействия Инновациям.

Литература

1. Сурин В.И., Иваний М.Б., Волкова З.С., Щербаков А.А. Конструирование приборов и установок электрического неразрушающего контроля. Часть 1. Теоретические основы контактной потенциометрии. – М.: НИЯУ МИФИ, 2024. – 188 с.
2. Рынок неразрушающего контроля // Нова78. URL: <https://www.gminsights.com/ru/industry-analysis/non-destructive-testing-ndt-service-market> (дата обращения: 12.02.2025).
3. Современные методы неразрушающего контроля // URL: <https://ecnk.ru/blog/3589> (дата обращения: 15.02.2025)

СОЗДАНИЕ ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА ПЕЧАТНОЙ ПЛАТЫ ДЛЯ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ НА ПРЕДПРИЯТИИ ООО „МИКРОСИСТЕМА“

*Левченко П.П., Белоусов П.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В современном мире разработки электронных устройств, где сложность схем постоянно возрастает, использование цифровых двойников становится всё более важным. Цифровой двойник представляет собой виртуальную модель физического объекта, которая точно отражает его поведение и свойства. В контексте неразрушающего контроля печатных плат цифровой двойник может обеспечить уменьшение времени диагностирования неисправности, а также возможность моделирования различных дефектов для проверки поведения изделия [1].

Цель данной работы – создание части цифрового двойника печатной платы для осуществления прогнозирования причин электрических дефектов.

Создание точного цифрового двойника начинается с тщательного сбора данных обо всех аспектах физического объекта. Это включает геометрические характеристики, электрические схемы, тепловые профили, механические нагрузки и многое другое. Чем больше и точнее собранная информация, тем ближе цифровая модель будет отражать реальный объект [2].

Также нужно отметить важность сбора информации о дефектах, поломках, неисправностях, которые происходили с изделиями во время его производства, проверки и эксплуатации конечным потребителем.

Перед использованием собранных данных их необходимо предварительно подготовить, необходимо произвести чистку данных, нормализацию, разделение, аугментацию и тд.

Для создания цифрового двойника используются программы Altium designer и Matlab, где первая нужна для создания виртуального “тела” печатной платы, а вторая для наделения его необходимыми характеристиками и взаимосвязями.

Виртуальное “тело” состоит из 3d модели печатной платы, gerber файлов, описывающих расположение меди на разных участках, drill файлы описывающие расположения различных отверстий и netlist файлов, описывающих топологию электрических соединений системы.

В программном обеспечении Matlab все составляющие виртуального тела объединяются путем прописывания различных взаимодействий, взаимосвязей, а также сюда добавляются различные описание выше характеристики, профили и тд.

После получения виртуального образа печатной платы с нужным функционалом, к примеру, с возможностью создавать некоторые виртуальные неисправности такие как: обрыв дорожки, отсутствие элементов, короткое замыкание и прочие, нужно проанализировать данные о дефектах, о которых упоминалось выше. Из них нужно получить статистическую информацию вида дефект- ряд возможных причин.

Цифровой двойник на практике применяется следующим методом: на печатной плате обнаружен дефект, запуск программного кода, получение статистики по возможным причинам, по очереди от большей вероятности к меньшей производится имитация причин возникновения дефекта, пока реальный и виртуальный дефекты не совпадут или не будет подтверждено, что ранее таких ситуаций не возникало.

Данный подход с использованием части цифрового двойника печатной платы позволил существенно сократить время на выявление причин возникновения дефектов на участке ОТК.

Литература

1. Боровков А.И., Рябов Ю.А., Кукушкин К.В., Марусева В.М., Кулемин В.Ю. Цифровые двойники и цифровая трансформация предприятий ОПК // Оборонная техника.

2. Царев М. В., Андреев Ю. С. Цифровые двойники в промышленности: история развития, классификация, технологии, сценарии использования // Изв. вузов. Приборостроение. 2021. Т. 64, № 7. С. 517—531.

МЕТОДИКА ПОИСКА И ОПРЕДЕЛЕНИЯ МЕСТ УТЕЧЕК В ТЕПЛОВЫХ СЕТЯХ

*Бычков С. И., Шкарупа М. И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Цель работы: Исследование тепловых сетей и обоснование пригодности внедрения системы, использующей акустический метод контроля для обнаружения течи в трубопроводах тепловых сетей, по аналогии с САКТ АЭС.

Актуальность работы: Существующий подход диагностики состояния тепловых сетей, основанный на проведении ежегодных гидроиспытаний, крайне затратен и неэффективен. Реальное состояние труб зависит от условий эксплуатации и качества изготовления, поэтому требуется непрерывный контроль наличия течи в трубопроводах.

Анализ состояния тепловых сетей г. Обнинска позволил изучить техническое состояние трубопроводов, выявить наиболее острые проблемы.

Анализ существующих методов контроля тепловых сетей дал возможность оценить их эффективность и выявить направления для совершенствования применяемых подходов к диагностике и мониторингу.

Детальное описание программных решений для мониторинга состояния тепловых сетей выявило наиболее перспективные технологии и позволило оценить их потенциал для повышения эффективности систем контроля.

Анализ системы акустического контроля течей, применяемой на атомных электростанциях, обнаружил возможности

адаптации данного метода для применения в тепловых сетях, с учётом их специфических характеристик и условий эксплуатации.

Моделирование системы контроля течи трубопроводов продемонстрировало потенциал для разработки эффективной методики акустического контроля, адаптированной к особенностям тепловых сетей.

Экспериментальные исследования подтвердили работоспособность разработанной методики и её способность определять координаты течи и оценивать расход теплоносителя, что критически важно для оперативного реагирования на аварийные ситуации.

Обработка экспериментальных данных обеспечила разработку алгоритма определения параметров течи и проведение оценки технико-экономической эффективности предложенного метода, что обосновывает целесообразность его внедрения на практике.

Литература

1. РД 153-34.0-20.518-2003 Типовая инструкция по защите трубопроводов тепловых сетей от наружной коррозии. Дата введения 2003-02-05

2. РД 153-34.0-20.673-2005 Методические рекомендации по техническому диагностированию трубопроводов тепловых сетей с использованием акустического метода.

3. Разработка системы акустического контроля течей// Сайт «История Росатома,» [Электронный ресурс] Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t103-6_2007/p342/ (дата посещения 10.11.2025).

4. Бычков, С. И. Методика диагностирования течи в трубопроводах тепловых сетей филиала АО "РИР" в Г. Обнинске / С. И. Бычков, М. И. Шкарупа // Будущее атомной энергетики - AtomFuture 2024 : Тезисы докладов XX Международной научно-практической конференции, Обнинск, 05–06 декабря 2024 года. – С. 86-87.

**РАЗРАБОТКА ПО ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ
ЭФФЕКТИВНОСТИ АНАЛИЗА СИСТЕМЫ
ВЛАЖНОСТНОГО КОНТРОЛЯ ТЕЧИ НА АТОМНОЙ
СТАНЦИИ**

*Нахабов А.В., Хапров В.Н.
ИАТЭ МИФИ, г. Обнинск*

Безопасность АЭС требует постоянного совершенствования систем мониторинга. Одной из ключевых задач является оперативное обнаружение утечек теплоносителя в трубопроводах, поскольку они могут привести к серьезным последствиям.

Цель моего исследования — это всесторонний анализ эксплуатационных характеристик систем контроля утечек на АЭС, с фокусом на улучшение методов обработки и интерпретации данных с датчиков для повышения надежности и оперативности обнаружения протечек.

Работа опирается на проверенные методы обнаружения утечек: акустический контроль и влажностный контроль. Оба метода основаны на различных физических принципах, что позволяет создавать комплексные системы мониторинга [1].

Главным достижением работы является создание специализированной программы на языке Python [3]. Эта программа предназначена для обработки и фильтрации данных, полученных в результате влажностного контроля утечек в трубопроводах реакторов ВВЭР, и предназначена для использования на Белорусской АЭС.

В рамках разработки предложены инновационные подходы к оценке параметров утечек. Предлагается анализировать скорость перемещения парогазового фронта и уровень абсолютной влажности при различных сценариях течи. Эти метрики, рассчитанные на основе реальных эксплуатационных данных, позволяют более точно характеризовать характер и масштабы утечки [2].

Разработанное программное решение, использующее новые подходы к анализу влажностных данных, значительно повышает эффективность систем контроля герметичности трубопроводов

АЭС. Точное и оперативное выявление утечек способствует повышению общего уровня безопасности атомной энергетики.

Литература

1. Разработка системы влажностного контроля течи водяного теплоносителя (СКТВ) / С.А. Морозов, С.Н. Ковтун, П.А. Дворников [и др.]. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2008. – № 2. – С. 30–35.

2. Знышев В.В. Способы диагностирования ЯЭУ на основе математической модели динамики контролируемых параметров // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1989. Вып. 3. С. 53–55.

3. Python и Tkinter [Электронный ресурс] // Metanit. URL: <https://metanit.com/python/tkinter/> (дата обращения: 28.11.2025).

**RADIOBIOLOGICAL EVALUATION OF CONVENTIONAL
AND HYPOFRACTIONATED VMAT FOR PROSTATE
CANCER USING TCP AND NTCP INDICES**

Huy Vu Trinh¹, Quang Trung Pham^{1,2},

¹Ha Noi University of Sciences and Technology, Hanoi, Vietnam

*²Department of Radiation Therapy and Radiosurgery, Hanoi,
Vietnam*

Hypofractionated radiotherapy has gained increasing interest in localized prostate cancer due to the tumor's low α/β ratio, indicating greater sensitivity to larger fraction sizes. This study compares radiobiological outcomes - tumor control probability (TCP) and normal tissue complication probability (NTCP) - between conventional fractionation (CF) and hypofractionation (HF) using VMAT in a Vietnamese patient cohort, with the long-term aim of incorporating biological indices into routine radiotherapy quality assurance.

This retrospective analysis included 22 patients with histologically confirmed localized prostate adenocarcinoma (T1–T3N0–N1M0, AJCC 8th edition) treated at 108 Military Central Hospital, Hanoi, Vietnam, between 2017 and 2024. All patients were planned using VMAT technique for both regimens, CF (78 Gy/39 Fx) and HF (60 Gy/20 Fx), across a range of prostate (40.7–174.3 cm³) and extended-field target volumes (seminal vesicle and pelvic lymph node).

All plans utilized VMAT technique, using 2 to 4 fields with continuous MLC motion, calculated with the Anisotropic Analytical Algorithm (AAA) at a 2.5 mm resolution. Treatment was delivered on a Varian TrueBeam STx unit with 6 MV photon beams, 600 MU/min. Two to four field VMAT plans employed a specific geometry to minimize rectal dose: a CW arc (200° to 160°) and a CCW arc (160° to 200°), with respective collimator rotations of 30° and 330°. For plans requiring three or four arcs, standard collimator angles of 0° and 90° were used. Patients were positioned head-first supine.

After that, dose-volume histogram (DVH) data were extracted from Eclipse v13.6 and analyzed first to calculate treatment plan evaluation, including: conformity index (CI), homogeneity index (HI), and gradient index (GI). After that, TCP and NTCP were estimated using Poisson, Logistic, and Lyman-Kutcher-Burman (LKB) models (Table 1). Statistical comparisons were conducted using paired t-tests or Wilcoxon signed-rank tests. All analyses were conducted using R version 4.4.3. The parameters used for calculation were based on the study of Burman et al. [1], AAPM-166 report [2], and Aysegül Ünal Karabey et al. [3]

Tab.1: Models for NTCP and TCP calculating

Model	NTCP	TCP
LKB (NTCP) Poisson (TCP)	$NTCP$ $= \phi\left(\frac{EUD - D_{50}}{m \cdot D_{50}}\right)$ $= \phi(x)$	TCP $= \left(\frac{1}{2}\right)^{\exp[2\gamma_{50}(1-D/TCD_{50})/\ln 2]}$
Logistic	$NTCP$ $= \frac{1}{1 + \left(\frac{TD_{50}}{EUD}\right)^{4\gamma_{50}}}$	$TCP = \frac{1}{1 + \left(\frac{TCD_{50}}{EUD}\right)^{4\gamma_{50}}}$

The quantitative assessment of planning quality indices (CI, HI, GI) confirmed that all treatment plans for both protocols met the required evaluation criteria. Although the CF regimen yielded marginally higher TCP, it was consistently associated with increased NTCP. In contrast, the HF regimen maintained high TCP while markedly reducing rectum and bladder NTCP across both Burman and Karabey parameter sets. Overall, the radiobiological models demonstrated that HF offers comparable tumor control with substantially lower complication risks, supporting its adoption as a more efficient and clinically advantageous treatment strategy.

Reference

1. C. Burman, G. J. Kijtcher, B. Emami, and A. M. Goitein, "Fitting of normal tissue tolerance data to an analytic function," Pergamon Press plc, 1991.
2. X. Allen Li et al., "The Use and QA of Biologically Related Models for Treatment Planning," Mar. 2012. doi: 10.1118/1.3685447.

3. A. Ünal Karabey et al., “Radiobiological Models: Conventional and Ultra Hypofraction Treatments in Prostate Radiotherapy,” Turk Onkoloji Dergisi, vol. 39, no. 3, pp. 307–315, 2024, doi: 10.5505/tjo.2024.4332.

ИССЛЕДОВАНИЕ ГЛУБИННЫХ ДОЗНЫХ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ В МИШЕНИ ПРИ ПРОХОЖДЕНИИ КЛИНИЧЕСКОГО ПУЧКА

*Шибашов А.Н., Дружинская О.И.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г.Дмитровград, Россия*

Важной задачей при планировании лучевой терапии, является моделирование и расчет дозных полей. Особенности дозового распределения протонных пучков позволяют снизить лучевую нагрузку на здоровые ткани организма, что повышает качество лечения по сравнению с конвенциональной гамма-терапией.

Целью исследования было построить глубинные дозовые распределения, выявить закономерности их изменения в зависимости от варьирования размеров пучка.

В ходе исследования был выполнен разбор математического кода на основе программы WolframMathematica (рис. 1), просчитаны площади распределений, выявлены и отображены графически зависимости площади от размеров пучка.

```
{«Скорость вращения»}
V1 = 1.4; («Градусов в секунду»)
V2 = 1.4;
 («Размер пучка»)
FWHM = 0.93; («FWHM- Полная ширина на половине высоты»)
 («Количество проходов»)
n = 14;
 («Граничные углы»)
```

Рис. 1. Фрагмент кода дозного и градиентного распределения

В соответствии с разработанным алгоритмом расчета дозных распределений выполнен расчет распределения дозы в мишени при прохождении пучка протонов с энергией 1000 МэВ при использовании поворота объекта облучения попеременно вокруг двух осей на установке протонной стереотаксической терапии (УПСТ) [1].

Исходя из вычислений кода, получили графическое изображение распределения дозы, а также градиент

распределения дозы (рис. 2) в зависимости от различных значений размера пучка протонов. Сняты координаты минимальных и максимальных значений для каждой из областей в зависимости от значения размера пучка облучения.

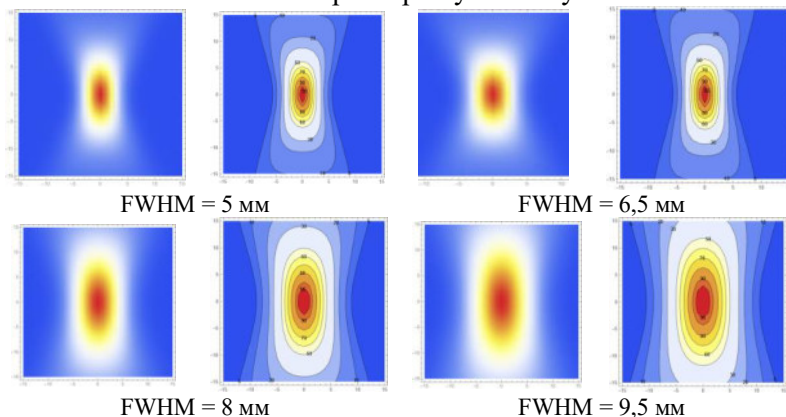


Рис. 2 – Распределения дозы и градиента при полной ширине пучка на половине высоты (FWHM – полная ширина пучка на половине высоты)

При анализе разброса координат в различных областях наблюдается чёткая тенденция его увеличения с ростом размера пучка, что подтверждает корректность построенной математической модели и правильность реализации вычислительного кода.

Приведённые графические отображения распределения дозы наглядно показывают прямо пропорциональную зависимость распределения дозы от размера пучка протонов.

Анализ расчётных данных и полученных дозных распределений показывает, что с увеличением размера пучка происходит расширение области, охватываемой заданным уровнем дозы.

Литература

1. Васильев, А.А. Расчет глубинных дозных распределений, создаваемых пучком протонов с энергией 1000 МэВ при ротационном облучении / А.А. Васильев, И.Г. Голиков, Н.И. Мамедова, Ф.А. Пак, А.И. Халиков, Д.И. Гранин, Д.Л. Карлин,

Д.С. Брожик, И.В. Василевская, М.В. Жигалова. // Медицинская физика. – 2020. – №4. – С. 5-12.

ОЦЕНКА РАДИОМЕТРИЧЕСКИХ И СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК АЛЬФА- АКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ В УСЛОВИЯХ НОРМАЛЬНОГО ДАВЛЕНИЯ ВОЗДУХА

*Зубкова А.Г., Припачкин Д.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Одной из актуальных задач альфа-спектрометрии аэрозолей является разработка методов, позволяющих проводить измерения в воздушной среде без применения вакуумных систем и без радиохимической подготовки проб. Это особенно важно при полевых исследованиях и в ситуациях, когда необходим оперативный анализ. В рамках исследования оценивалась возможность регистрации альфа-частиц при нормальном давлении воздуха с использованием спектрометра на основе полупроводникового кремниевого детектора и коллиматоров с квадратной формой ячеек (рис. 1). Применение коллимации позволяет уменьшить угловой разброс альфа-частиц и тем самым улучшить энергетическое разрешение спектров [1].

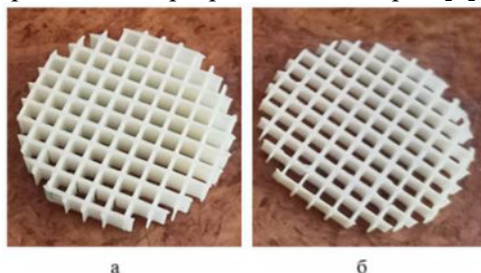


Рис. 1. Коллиматоры № 1 (а), № 2 (б)

Для оценки влияния воздушной среды на характеристики проведены измерения специального аэрозольного источника (САИ) плутония как при нормальном атмосферном давлении, так и в условиях вакуума. В воздушной среде спектры регистрировались без коллиматора и с применением двух

вариантов коллиматоров с размером квадратной ячейки 5 мм и высотой 5 и 10 мм. Полученные спектры представлены на рис. 2. По результатам измерений определены значения эффективности регистрации и ПШПВ пика ^{239}Pu .

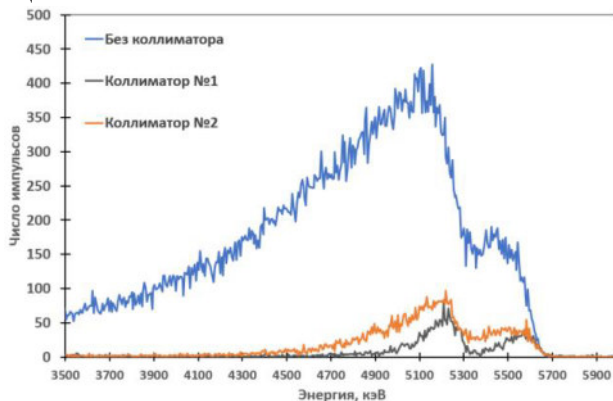


Рис. 2. Спектры источника САИ, измеренные в воздухе

Также были выполнены измерения аэрозольных проб, содержащих дочерние продукты распада (ДПР) радона. Спектры регистрировались в двух вариантах – без коллиматора и с использованием коллиматора №2. На основании измерений определена активность ^{218}Po и соответствующие значения ПШПВ.

Результаты показали, что применение коллиматоров определенной конфигурации улучшает энергетическое разрешение спектров, выражающееся в уменьшении ПШПВ, но в то же время наблюдается снижение эффективности регистрации, что делает важным оптимальный выбор коллиматора с учётом допустимого снижения эффективности при повышении энергетического разрешения. При этом для САИ плутония наилучшие результаты дал коллиматор № 1, тогда как для аэрозольных проб ДПР радона – коллиматор № 2.

Литература

1. Pöllänen R., Peräjärvi K., Siiskonen T., Turunen J., «In-situ alpha spectrometry from air filters at ambient air pressure» // Radiation Measurements, – 2013, vol. 53–54, p. 65–70.

СУТОЧНЫЕ ВАРИАЦИИ КОНЦЕНТРАЦИИ ТРИТИЯ В ВОДЯНЫХ ПАРАХ АТМОСФЕРНОГО ВОЗДУХА НА ТЕРРИТОРИИ С ПОДЗЕМНЫМ ИСТОЧНИКОМ

*Федунова Е. В.^{1,2}, Михайлов А. В.¹, Лукашенко С. Н.¹,
Степанянц Е. Р.^{1,2}, Томсон А. В.¹*

¹НИЦ "Курчатовский институт" – ККРАЭ, г. Обнинск

²ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Тритий является одним из основных радионуклидов в выбросах атомных станций во время их штатной работы. Учитывая темпы развития атомно-энергетической промышленности, количество трития в окружающей среде будет возрастать. Одним из основных типов радиационно-опасных объектов являются экосистемы с подземным источником радиоактивного загрязнения. Подобные объекты возникают вследствие разрушения хранилищ радиоактивных отходов. Испарение тритированной воды с поверхности почвы, транспирация тритированной воды растениями приводит к поступлению трития в атмосферу. Экспериментальных работ на данную тему недостаточно для точной оценки содержания трития в атмосферном воздухе.

Целью настоящей работы является исследование суточных вариаций концентрации трития в атмосфере экосистемы с подземным источником.

Исследование проводилось на природном участке, на котором доказано наличие подземного источника трития [1]. Участок находится в окрестностях города Обнинск на расстоянии около 1,5 км от городской инфраструктуры неподалёку от деревни Потресово. Исследование проводилось в двух точках данного участка. Для подтверждения наличия подземного источника трития в выбранных точках определено распределение активности трития свободной воды (ТСВ) почвы по вертикальному профилю.

В точке, расположенной ближе к подземному источнику трития, наблюдается линейное увеличение активности ТСВ почвы на глубине от 40 до 70 см, после чего значение активности ТСВ выходит на плато. В точке, которая находится на расстоянии

100-150 м от точки максимального загрязнения, линейное увеличение концентрации наблюдается с 60 до 80 см, после чего выходит на плато. Максимальные концентрации ТСВ почвы достигают 1620 Бк/л в точке 1 и 550 Бк/л в точке 2.

В результате проведенных работ получены зависимости концентрации трития в водяных парах воздуха (ТВПА) от времени суток. Характер изменения концентрации ТВПА в течение суток в двух точках одинаковый, но значения активности в точке 2 ниже примерно в два раза аналогичных значений в точке 1. Концентрация ТВПА достигает максимальных значений в течение 2-х часов после рассвета и заката (в точке 1 - 280 Бк/л, в точке 2 - 120 Бк/л). При этом, концентрация трития снижается на порядок в полдень.

Были определены значения концентрации трития в водяных парах почвенного воздуха, которые составляют ~0,5 от концентраций атмосферного воздуха. Характер изменения концентрации трития в водяных парах почвенного воздуха совпадает с характером распределения концентрации трития в водяных парах атмосферного воздуха.

Таким образом, концентрация трития в водяных парах воздуха значительно изменяется в течение суток. Закономерности изменения концентрации трития в водяных парах атмосферного воздуха, вероятно, определяются циркадными ритмами растений.

Литература

1. Lukashenko S. N., Kurbakov D. N., Tomson A. V., Edomsкая M. A., Mikhailov A. V. Development of methodology for identification and assessment of ecosystems with an underground source of tritium // Journal of Environmental Radioactivity. 2024. Vol. 274. P. 107399.

ИЗУЧЕНИЕ ВЛИЯНИЯ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА 3D КЛЕТОЧНЫХ СФЕРОИДОВ

Кочнова А.О.¹, Попов А.Л.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²ИТЭБ РАН, г. Пущино

Двумерные (2D) клеточные модели, которые в настоящее время являются ключевым инструментом в экспериментах *in vitro*, находят широкое применение как в фундаментальных, так и прикладных исследованиях, особенно в разработке методов противоопухолевой терапии. При работе с 2D-культурами учитываются их отличия от животных моделей *in vivo*, однако, чтобы спрогнозировать тот или иной эффект в организме, необходимо провести большое количество экспериментов на клеточных культурах. Кроме того, к недостаткам монослойных культур можно отнести отсутствие тканевой структуры и неограниченный доступ клеток к таким компонентам ростовой среды как кислород, питательные вещества и метаболиты, в отличие от опухолевых тканей, где доступ этих веществ более вариабелен. В связи с такими ограничениями возникла потребность в альтернативной системе, способной имитировать органы и позволяющие проводить рутинные эксперименты в большом количестве без привлечения лабораторных животных. Такая система представляет собой сферические скопления клеток с межклеточным взаимодействием – трехмерные (3D) модели, такие, как сфероиды, выращиваемы на поверхности низкоадгезивного пластика или агорозы, а также полученные с использования метода «висящей капли».

Целью исследования является изучить влияние ионизирующего излучения на 3D-клеточных сфероидов.

Задачи исследовательской работы:

- сформировать 3D-клеточные сфероиды из культуры клеток ЕМТ6/Р (раковые клетки мыши, взятые из опухоли молочной железы) с использованием метода «висящей капли»;
- провести облучение 3D-клеточных сфероидов используя X-ray излучение в размере 6 Гр;

- провести дальнейшее наблюдения используя клоногенный и миграционный метод исследования, а также выполнить измерение размера сфероидов в течение 96-ти часов после облучения и окрашивание клеток из разбитых сфероидов через 24 часа после облучения;

- проанализировать полученные результаты графическим способом.

В работе была продемонстрирована подготовка к облучению, а также проведенное дальнейшее наблюдение. Измерение диаметра сфероидов проводилось на приборе CELENA Digital Imaging System, в течение 96-ти часов с момента облучения. Миграционный тест позволяет оценить миграционную активность клеток в составе 3D-клеточных сфероидов после облучения, была произведена съемка площади на устройстве Clone Select Imager, а также последующая обработка фото и результатов в программах ImageJ и Prizm. Клоногенный тест позволяет оценить влияние ионизирующего излучения на митотическую активность клеток и их способность к колониальному размножению из разбитого тела сфероида. Окрашивание клеток было произведено флуоресцентными красителями Hoechst, Propidium Iodine, DCF и TMRE, спустя 24 часа после облучения, фото были сделаны на устройстве Bio Rad Fluorescent Cell Imager и последующая обработка фото в программе ImageJ.

В результате проведенного исследования были получены результаты, которые показали, что ионизирующее излучение влияет на рост 3D-клеточных сфероидов, также на их миграционную активность и колониальность, а также при поглощённой дозе в 6 Гр, заметно больше внутренних нарушений в клетках.

Литература

1. Гребнев Д.Ю., Маклакова И.Ю., Попугайло М.В., Султанова Д.А. Перспектива применения наночастиц оксида церия при заболеваниях печени. Вестник уральской медицинской академической науки. РИО УГМУ. 2022, т.19, № 2.

**ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЛИ ОБМЕННОГО ОРГАНИЧЕСКИ-
СВЯЗАННОГО ТРИТИЯ В РАСТЕНИЯХ,
ПРОИЗРАСТАЮЩИХ НА ТЕРРИТОРИИ С
ПОДЗЕМНЫМ ИСТОЧНИКОМ ТРИТИЯ И СРАВНЕНИЕ
С ЛИТЕРАТУРНЫМИ ДАННЫМИ**

*Степанянц Е.Р.^{1,2}, Михайлов А.В.², Федунова Е.В.^{1,2},
Томсон А.В.²*

¹*ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск,*

²*НИЦ «Курчатовский институт» - ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

Тритий – это единственный радиоактивный изотоп водорода с периодом полураспада, равным 12,3 годам. В растениях тритий существует в виде НТО (тритий свободной воды) и в виде органически связанного трития (ОСТ). Различают два типа ОСТ: обменный (О-ОСТ) и необменный (Н-ОСТ). Различие их состоит в том, что О-ОСТ переходит в водную фазу при смачивании растительного материала. В научной литературе имеется информация о доле обменного ОСТ в растениях [1], [2], однако значение доли варьирует от 11 до 39%. Причиной широкого диапазона данных в разных источниках может являться различие методик определения О-ОСТ в растениях.

Согласно теории, обменными могут быть те атомы трития, которые связаны с кислородом, азотом и серой. Если считать, что тритий, связанный с кислородом, является обменным, то теоретическая доля О-ОСТ в растениях составляет порядка 26%. Данное значение входит в указанный выше интервал значений из научной литературы.

Целью данной работы является экспериментальное определение доли О-ОСТ в растениях, а также исследование влияния условий подготовки (температура сушки) растительного материала на значение доли О-ОСТ в растениях.

Для экспериментального определения доли О-ОСТ отбирался растительный материал с двух территорий с подземным источником трития: территория на границе ФЭИ (крапива, клён, концентрация ОСТ~3000 Бк/кг) и Семипалатинский полигон

(кустарник, концентрация ОСТ~59000 Бк/л). Анализируемый материал высушивался в различных температурных режимах (25, 50, 100°C), измельчался и смешивался с водой в соотношении 1/6. Выщелачивание происходило при постоянном перемешивании в течение 24 часов, выщелат отделялся от твёрдой фазы путём фугования, очищался путём перегонки. Анализ активности выщелата проводился при помощи жидкостно-сцинтилляционного спектрометра TriCarb 4810 TR.

Доля О-ОСТ в растениях с Семипалатинского полигона составила $4,2 \pm 0,4\%$. Полученные результаты значительно отличаются от тех, что были представлены в научной литературе.

Доля обменного ОСТ в растениях, отобранных на границе ФЭИ меньше предела обнаружения ($<2\%$ от общего ОСТ). Доли О-ОСТ для листа клёна, высушенного при 55 и 100°C и стебля клёна высушенного при 55°C выше предела обнаружения и равны соответственно $7,0 \pm 0,7\%$, $3,0 \pm 0,3\%$ и $7,5 \pm 0,7\%$. Вероятной причиной данного различия являются процессы, вызываемые повышением температуры выше комнатной.

На основе полученных данных можно сделать следующий вывод: полученные в ходе эксперимента значения доли О-ОСТ в растениях существенно ниже аналогичных значений, приведённых в литературе и полученных теоретически. Данное расхождение может быть обусловлено различием методик, используемых для определения О-ОСТ в растениях.

Литература

1. H. Renard, D. Maro, S. Le Dizes «Tritium forms discrimination in ryegrass under constant tritium exposure: From seed germination to seedling autotrophy» // Journal of Environmental Radioactivity 177 (2017) 194-205
2. Frédérique Eyrollea, Loïc Ducrosa, Séverine Le Dizès «An updated review on tritium in the environment» // Journal of Environmental Radioactivity 181 (2018) 128–137

ВЛИЯНИЕ NPK НА СОДЕРЖАНИЕ ФОРМ НАХОЖДЕНИЯ ПЛУТОНИЯ В ПОЧВЕ

*Шаврина К.Е., Эдомская М.А., Шупик А.А., Маркова М.В.,
Шаповалов С.Г.*

НИЦ "Курчатовский институт" – ККРАЭ, г. Обнинск

Поведение плутония в системе «почва-растение» определяется его химическими формами нахождения и подвижностью, которые, в свою очередь, сильно зависят от физико-химических параметров среды. Одним из ключевых факторов, регулирующих эти параметры, является применение минеральных удобрений (NPK).

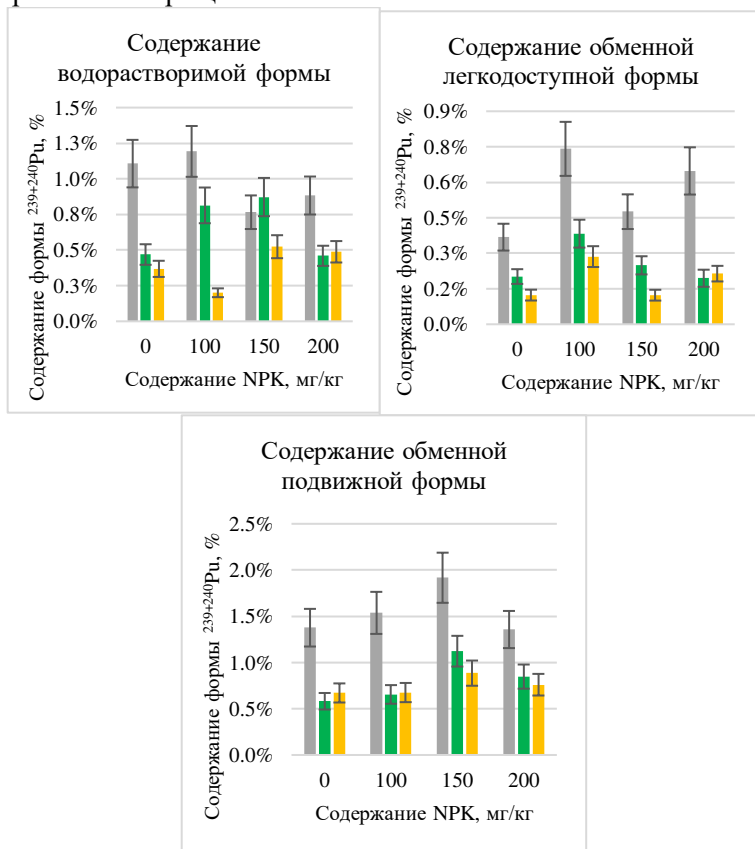
Цель работы – определить влияние комплексного минерального удобрения (NPK) на содержание и трансформацию легкодоступных и подвижных форм нахождения плутония при выращивании сельскохозяйственных культур.

В качестве тест-культур были выбраны горох, сорт Немчиновский-50 и овес, сорт Яков. Вегетационный опыт проводили на серой лесной почве, предварительно загрязненной ^{239}Pu . В почву вносили соли NH_4NO_3 и K_2HPO_4 до достижения необходимой концентрации NPK в 100, 150 и 200 мг/кг почвы. Анализ форм нахождения плутония в почве проводили до выращивания растений и после завершения вегетационного периода. Водорастворимую форму $^{239+240}\text{Pu}$ выделяли дистиллированной водой в соотношении 1:5; обменную легкодоступную и подвижную формы – $\text{CH}_3\text{COONH}_4$ с pH = 7,0 и pH = 4,8, соответственно, в соотношении 1:10. Анализ содержания плутония проводили методом альфа-спектрометрии с предварительным радиохимическим выделением [1].

Результаты представлены на рисунке 1.

До выращивания не наблюдается существенного влияния на содержание водорастворимой и обменной подвижной форм, при этом содержание Обменной легкодоступной выше на концентрации NPK 100 мг/кг выше по сравнению с контролем и

150 мг/кг. Для овса и гороха наблюдается снижение исследуемых форм после выращивания.



■ – До выращивания; ■ – Горох, сорт Немчиновский-50; ■ – Овес, сорт Яков

Рис. 1. Содержание форм нахождения $^{239+240}\text{Pu}$ при разном содержании NPK до и после выращивания

Литература

1. Edomsкая M.A. et al. Estimation of radionuclides global fallout levels in the soils of CIS and Eastern Europe territory //Journal of Environmental Radioactivity. – 2022. – Т. 247. – С. 106865. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2022.106865>

СРАВНЕНИЕ ОТЕЧЕСТВЕННОЙ И ЗАРУБЕЖНОЙ КЛАССИФИКАЦИИ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЙ

*Мигунов М.И.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Радиационные аварии представляют собой угрозу не только для здоровья человека [1], но и для окружающей среды [2,3]. Эффективная система их классификации позволяет не только корректно оценить масштаб события, но и оперативно организовать соответствующие меры реагирования [5, 6]. В мировой и отечественной практике применяются различные подходы к классификации аварий, отличающиеся как по структуре, так и по критериям.

В Российской Федерации классификация радиационных аварий основывается на масштабах распространения радиационных последствий [2, 6]. Принято деление на локальные, местные и общие аварии. Локальные аварии ограничиваются территорией установки; местные – распространяются за пределы здания, но в пределах санитарно-защитной зоны; общие – выходят за пределы этой зоны и могут затрагивать население. Общие аварии также подразделяются на территориальные, региональные и глобальные [2, 3].

На международном уровне используется Международная шкала ядерных событий (INES), разработанная МАГАТЭ. Шкала включает восемь уровней (от 0 до 7), где уровни 1–3 считаются инцидентами, а 4–7 — авариями [5]. INES учитывает три категории последствий: влияние на население и окружающую среду, воздействие внутри установки, а также эффективность защитных систем [2, 5]. МАГАТЭ рекомендует оповещать страны-участники в 24-часовой срок о всех авариях выше 2 уровня опасности, когда имеются хотя бы незначительные выбросы радиации за пределы производственной площадки [2, 5].

Однако шкала не предназначена для сравнения уровня безопасности у государств и проектных организаций — из-за небольшого количества аварий второго уровня и выше [5].

Основное отличие между системами в том, что российская классификация смотрит прежде всего на то, как далеко распространилось загрязнение и были ли превышены допустимые дозы [6]. Международная система INES учитывает больше факторов и даёт возможность сравнивать аварии между странами [5]. Сегодня в России используют обе системы одновременно — это помогает лучше понимать ситуацию и обмениваться информацией с другими странами [5, 6].

Литература

1. Костенко, О. В. Построение нейроалгоритма по определению суммарного облучения человека / Научно-технический вестник Поволжья. – 2013. – № 2. – С. 142-145.

2. Orlova K. N., Pietkova I. R., Borovikov I. F. Analysis of air pollution from industrial plants by lichen indication on example of small town //IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. – IOP Publishing, 2015. – Т. 91. – №. 1. – С. 012072.

3. Lugovaya Y. R. et al. Biotesting as a method of evaluating waste hazard in metallic mineral mining //IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. – IOP Publishing, 2016. – Т. 127. – №. 1. – С. 012026.

4. Medvedeva O. V., Orlova K. N., Borovikov I. F. Solution of the applied task to determine total exposure for mechanical engineering workers //IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. – IOP Publishing, 2016. – Т. 142. – №. 1. – С. 012114.

5/INES: Руководство для пользователей международной шкалы ядерных и радиологических событий. – Вена: МАГАТЭ, 2010.

6. Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» [Электронный ресурс]. URL: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_8797/ (дата обращения: 27.11.2025).

ОЦЕНКА СОДЕРЖАНИЯ CS-137 И СО-60 В ПРОБАХ ПОЧВЫ И РАСТИТЕЛЬНОСТИ, ВЗЯТЫХ ВБЛИЗИ НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АТОМНОЙ СТАНЦИИ

*Щербакова Е.И., Щербаков А.Д.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Обеспечение радиационной безопасности населения является важной задачей при эксплуатации атомной станции. Критическими радионуклидами при анализе являются Cs-137 и Co-60, так как считается, что именно они вносят основной вклад в дозу облучения населения в режиме нормальной эксплуатации АЭС.

В работе рассматривались пробы, взятые в санитарно-защитной зоне, зоне наблюдения и контрольном пункте в городе Лиски (территория вне влияния АЭС).



Рис. 1. Схема санитарно-защитной зоны Нововоронежской АЭС

Постоянный мониторинг содержания Cs-137 позволяет своевременно выявлять возможные негерметичности оборудования, предотвращать распространение радиоактивных веществ в окружающую среду и обеспечивать надежную защиту персонала и населения от радиационного воздействия.

Со-60 выделяется среди прочих продуктов активации реактора своей повышенной радиационной опасностью, характеризующейся интенсивным гамма-излучением. Кроме того, Со-60 обладает способностью к активному оседанию на элементах оборудования первого контура и в системах охлаждения, что создает риск повышения радиационного фона в помещениях станции и загрязнения охлаждающей воды.

Изменение радиационного состояния объекта (краткосрочного характера) может быть описано посредством коэффициента R , численно равного отношению приращению контролируемой величины между последовательными наблюдениями:

$$R_{B,j} = \frac{B_j - B_{j-1}}{B_{j-1}},$$

где контролируемая B_j величина, соответствующая j -му измерению (или моменту времени, например, году).

В общем случае в процессе наблюдения за объектом динамика может быть положительной $R > 0$ (уровни загрязнения нарастают с течением времени), отрицательной $R < 0$ (уровни загрязнения уменьшаются) или вообще отсутствовать $R \approx 0$ (уровни загрязнения остаются постоянными).

Результаты радиационного мониторинга почвы и растительности показывают, что значения коэффициента изменения уровня загрязнения являются отрицательными либо равными нулю, что свидетельствует о минимальном влиянии атомной станции на окружающую среду.

Литература

1. Родионов Д.Г. Механизмы воздействия атомной электростанции на окружающую среду с учётом фактора времени [Электронный ресурс] – URL: https://ecsn.ru/wp-content/uploads/202205_173.pdf (дата обращения 20.11.2025)
2. Установление контрольных уровней радиационных параметров объектов Нововоронежской АЭС и окружающей среды. Нормативно-технический материал НВАЭС, 2019 г.

PROTON TRANSPORT SIMULATION IN RADIOTHERAPY USING THE GENERALISED FOKKER–PLANCK METHOD

*Ndati L., Solovev A. N.
OINPE NRNU MEPhI, Obninsk*

Proton transport in tissue is governed by a variety of physical interactions, including elastic scattering, inelastic collisions, and continuous energy loss, all of which influence the spatial dose distribution relevant for radiotherapy. While Monte Carlo methods remain the gold standard for modelling these processes, their computational expense limits routine clinical use. Deterministic approaches based on the Boltzmann Transport Equation (BTE) offer a promising alternative, provided that angular scattering and energy loss can be approximated efficiently and with sufficient accuracy. The Generalised Fokker–Planck (GFP) approximation is designed to treat highly forward-peaked scattering while including corrections for large-angle scattering, making it suitable for proton transport in the therapeutic energy range. Both BTE and GFP methods already proved feasibility in conventional radiotherapy [1] and recently in radionuclide therapy [2]. Such algorithms for Treatment Planning Systems, namely Acuros-XB [3] is already implemented in Eclipse and Acuray, while some schemes are under active development [4].

The purpose of the current work is to formulate and implement own proton transport model in homogeneous media using the GFP operator. First, the transport equation is derived from the linear BTE, incorporating small-angle scattering, continuous slowing down, and stopping power effects. Proton scattering transport coefficients obtained from angular cross sections, which extracted from GEANT4 engine, while ICRU-based datasets used for estimation of the loss function. Ensuring physically consistent representations of elastic and inelastic interactions is an essential point for further development. The GFP operator is constructed from these coefficients to provide a higher-order angular approximation capable of capturing both forward scattering and non-negligible large-angle events.

At current stage, the mathematical background of the work has been established and the Python implementation is under development.

References

1. O.N. Vassiliev et al., Validation of a new grid-based Boltzmann equation solver for dose calculation in radiotherapy with photon beams // *Phys Med Biol*, 2010, Vol. 55, No. 3, P: 581-98
2. G. Kayal et al., Linear Boltzmann equation solver for voxel-level dosimetry in radiopharmaceutical therapy: Comparison with Monte Carlo and kernel convolution // *Medical Physics*, 2024, V. 51, No. 9, P: 5604-5617
3. A. Fogliata et al., Dosimetric evaluation of Acuros XB Advanced Dose Calculation algorithm in heterogeneous media // *Radiat Oncol*, 2011, V. 19, No. 6, P: 82
4. C.L. Leakeas and E.W. Larsen, Generalized Fokker-Planck Approximations of Particle Transport with Highly Forward-Peaked Scattering // *Nuclear Science and Engineering*, 2017, V. 137, No. 3, P: 236-250

APPLICATION OF GENETIC ALGORITHMS FOR WEIBULL PARAMETER ESTIMATION IN NUCLEAR COMPONENT RELIABILITY ANALYSIS

*Ndlela D., Samokhin D.S.
OINPE NRNU MEPhI, Obninsk*

The reliability of critical nuclear power plant (NPP) components, such as steam generator tubing, is governed by time-dependent degradation mechanisms that require accurate probabilistic modeling. While the Weibull distribution is the standard for modeling wear-out behavior, traditional estimation techniques like Maximum Likelihood Estimation (MLE) and Rank Regression on Y (RRY) can exhibit limitations in fitting quality for complex datasets.

This study develops a robust Genetic Algorithm (GA) framework to estimate Weibull shape (α) and scale (η) parameters by explicitly minimizing the Pearson Chi-squared (χ^2) goodness-of-fit statistic. To validate the methodology, a synthetic benchmark dataset (N=200) representing Alloy 600MA steam generator degradation was generated using reference parameters from International Atomic Energy Agency assessments. The evolutionary approach was tested

against classical methods to evaluate convergence and fitting accuracy.

Table 1. Comparison of Weibull Parameter Estimates obtained by MLE, RRY, and GA Methods

Method	Shape (α)	Scale (η , EFPY)	χ^2 Score
MLE (Benchmark)	3.22	15.65	3.36
RRY	3.44	15.45	4.16
GA	3.16	15.47	3.24

The results, summarized in Table 1, demonstrate that the proposed GA method achieved the lowest χ^2 score (3.24), offering a 22.1% improvement in fit quality over the traditional RRY method and matching the precision of the MLE benchmark with 3.57% improvement in fitness. The algorithm demonstrated stable convergence within 100 generations, confirming its viability for optimizing reliability models in nuclear safety applications where accurate failure forecasting is essential for risk-informed decision making.

References

1. Tobias P.A., Trindade D.C. Applied Reliability. Boca Raton, Fla.: CRC Press, 2012. 564 p.
2. IAEA. Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2011. 290 p.
3. Koçak E., Demir Yurtseven E., Örkücü H.H., A multi-objective programming approach to Weibull parameter estimation // Hacettepe Journal of Mathematics and Statistics. 2022. V. 51. No. 2. P. 543–558.

СЕКЦИЯ V
ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ И ИНФОРМАЦИОННЫЕ
ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

**ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ЕСТЕСТВЕННОЙ
КОНВЕКЦИИ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ DNS И RANS
ПОДХОДОВ**

Захаров Р.М., Носков А.С., Олексюк Д.А.
НИЦ “Курчатовский институт”, г. Москва

Охлаждение оборудования для хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с использованием естественной конвекции — ключевой элемент обеспечения безопасности и надежности систем сухого хранения. Нормативные требования при проектировании пунктов сухого хранения ОЯТ отдают предпочтение пассивным системам охлаждения, основанным на естественной конвекции воздуха [1].

Анализ безопасности систем охлаждения ОЯТ всё чаще опирается на численное моделирование, позволяющее исследовать сложные течения и теплоперенос, учитывая реальную, зачастую достаточно сложную, геометрию объектов жизненного цикла ОЯТ (например, ТУК для хранения и транспортирования ОЯТ).

Основной объём в настоящее время выполняется с использованием RANS-подходов. Это обусловлено прежде всего приемлемой вычислительной стоимостью: RANS-модели требуют значительно более грубых сеток по сравнению с DNS прямым численным моделированием (DNS) или LES-моделями турбулентности и позволяют получать установившиеся решения за приемлемое время, что часто является определяющим фактором в инженерных задачах. RANS модели турбулентности в то же время, имеют ряд недостатков, например, в случае с естественной конвекцией – сложности при расчёте ламинарно-турбулентного перехода. Однако, с развитием технологий и ростом доступных вычислительных мощностей для DNS моделирования становятся доступны более масштабные задачи. DNS позволяет получить детальную информацию о потоке при

исследовании переходных процессов и образования вихревых структур и может служить для уточнения RANS моделей при моделировании ламинарно-турбулентного перехода при естественной конвекции.

В работе представлены результаты CFD расчета охлаждения стенки естественной конвекцией воздуха с использованием DNS и RANS подходов. В качестве RANS модели была выбран $k - \omega SST \gamma - Re\theta$ а модель, позволяющая рассчитывать ламинарно-турбулентный переход. Результаты расчетов сравнивались с имеющимися экспериментальными данными [2]. Значение числа Рэлея в расчете составляет $Ra \sim 10^{10}$.

При рассмотрении анализов результатов большое внимание было уделено моделированию ламинарно-турбулентного перехода. Результаты показывают, что DNS подход хорошо описывает место перехода, тогда как RANS модели требуют дополнительных корректировок (рисунок 1).

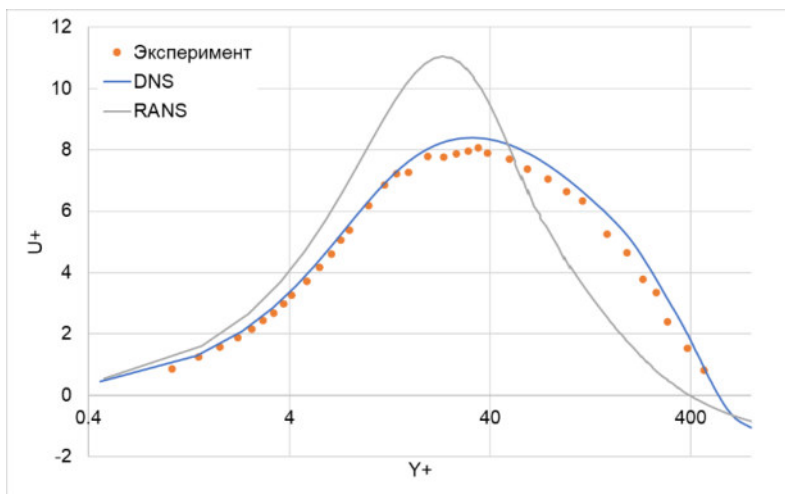


Рис. 1. Профиль вертикальной скорости в пограничном слое

Полученные в результате DNS расчета результаты будут использованы для улучшения качества RANS моделей естественной конвекции, в особенности при описании ламинарно-турбулентного перехода.

Литература

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Пункты сухого хранения отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности. НП-035-02: утв. постановлением Госатомнадзора России от 28 июня 2002 г. №7.
2. Tsuji, T., Nagano, Y., Characteristics of a turbulent natural convection boundary layer along a vertical flat plate. // Int. J. Heat Mass Transfer, Vol. 31, pp. 1723-1734, 1988

ФАЗОВАЯ ПАЧЕЧНАЯ АКТИВНОСТЬ В НЕЙРОНАЛЬНОЙ МОДЕЛИ МОРРИС-ЛЕКАР

Буда М.А.¹, Сладков К.Д.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск, Россия

²ИБК РАН, г. Пущино, Россия

Нейронные модели делятся на биофизические (Ходжкин-Хаксли, Моррис-Лекар), описывающие мембрану как конденсатор с ионными токами, и феноменологические (Ижикевич, ФитцХью-Нагумо), воспроизводящие поведение без детального механизма.

В классификации Ижикевича фазовая пачечная активность долго считалась недоступной для моделей Ходжкина-Хаксли и Моррис-Лекар из-за сложности параметров. Такие режимы найдены позже, но без систематического анализа. В работе определены параметрические границы фазовой пачечной активности в модели Моррис-Лекар.

Модель учитывает кальциевый (возбуждающий), калиевый (восстанавливающий) токи и ток утечки. Динамика V и n (открытие К-каналов) задаётся:

$$\begin{cases} C\dot{V} = I - I_{Ca} - I_K - I_{Li} \\ \dot{n} = \frac{(n_{\infty} - n)}{\tau_a} \end{cases}$$

где C – мембранная ёмкость, V – мембранный потенциал нейрона, I – внешний ток, I_{Ca}, I_K, I_{Li} – ионные токи; \dot{n} – переменная открытия, описывающая состояние калиевых каналов

В результате решения системы уравнений численным интегрированием получены следующие результаты:

- Выявлена фазовая пачечная активность в определённом диапазоне параметров, при котором точка равновесия сохраняет устойчивость, но близка к её потере.
- Установлен монотонный рост числа спайков с током (рис. 1А).
- Область расположена вблизи бифуркации цикла, приводящего к потере устойчивости положения равновесия (рис. 1Б).
- Найдены области пачечной активности: ток и проводимости Са-каналов (рис. 1В).

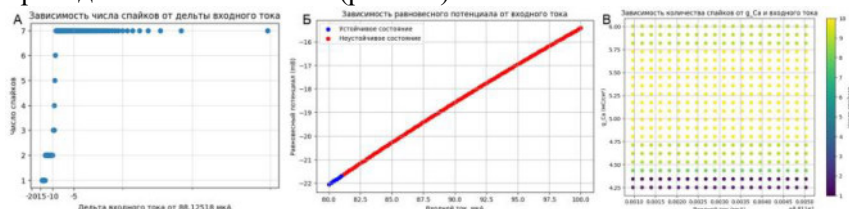


Рис. 1. 1А график зависимости числа спайков в фазовой пачке от величины стимулирующего тока; 1Б бифуркационная диаграмма; 1В график числа спайков зависимости от величины тока и проводимости кальциевого канала

Исследование определяет границы фазовой пачечной активности модели Моррич-Лекар и применимо в ядерной медицине для анализа данных позитронно-эмиссионной и однофотонной компьютерной томографий при нейродегенеративных заболеваниях.

Литература

1. Izhikevich, E. M. (2018). *Dynamical systems in neuroscience: The geometry of excitability and bursting*. MIT Press. (Original work published 2007)
2. Izhikevich, E. M. (2004). Which model to use for cortical spiking neurons? *IEEE Transactions on Neural Networks*, 15(5), 1063–1070
3. Kirigeeganage, S., & Naber, J. (n.d.). *Modeling the bursting behavior of the Hodgkin-Huxley neurons using genetic algorithm*

based parameter search. Electrical and Computer Engineering, University of Louisville.

4. Кириллов С. Ю., Некоркин В. И. Динамическая седло-узловая бифуркация предельных циклов в модели нейронной возбудимости // Известия вузов. Радиофизика. – 2014. – Т. 57, № 11. – С. 934–946

РАЗРАБОТКА НЕЙРОННОЙ СЕТИ ДЛЯ АВТОМАТИЧЕСКОЙ ГАРМОНИЗАЦИИ НА ОСНОВЕ ВОКАЛЬНОЙ МЕЛОДИИ

*Ошеровская Д.В., Шлапак Н.П.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Для более глубокого звучания композиции композиторы и аранжировщики в работе к основным вокальным партиям добавляют дополнительные. Однако если требуется проанализировать композицию, представить партии в нотном виде, то перед музыкантом стоит задача автоматического анализа аудиозаписей, чтобы упростить и ускорить работу. Особую сложность представляет выделение основной вокальной мелодии из фонограммы, где она часто смешана с инструментальной частью. Решения на основе цифровой обработки и машинного обучения представляют собой лишь декомпозицию - разбиение аудиофайла на 3 инструментальные партии и 1 вокальную, где смешивается основная вокальная мелодия с дополнительными. Основными способами цифровой обработки является спектральное вычитание [1], анализ главных, независимых компонент [2]. К машинным способам относят нейросети Demucs (Hybrid Spectrogram-Waveform Model) [3], HT-Demucs (Hidden-State Transformer Demucs) [3]. Если для профессионалов, способных на слух определить ноту и её длительность, подобные проблемы - часть работы, то для любителей, не обладающих абсолютным музыкальным слухом, эта проблема - серьёзная преграда на творческом пути.

Основная сложность заключается в отсутствии эффективных методов разложения на вокальные партии - текущими методами декомпозиции отделить основную вокальную партию от

дополнительных невозможно. Мелодии представляют собой одновременные, гармонически связанные источники звука со схожими характеристиками, особенно при одинаковых входных данных. Из-за этого бэк-вокал поглощается основным.

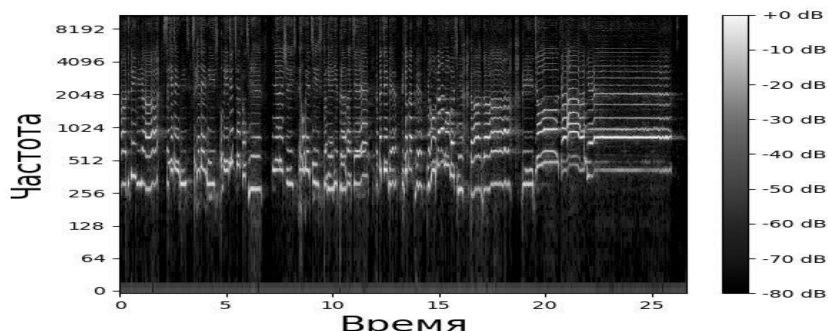


Рис. 1. Пример декомпозиции аудио

Целью работы является разработка нейронной сети, способной

1. Определить ноты основной вокальной партии
2. На основе правил музыкальной теории построить дополнительные мелодии - гармонии.

Первый шаг - обработка вокальной партии, содержащей в себе вокальные партии. С помощью преобразования Фурье данные можно представить в виде спектрограммы. После проанализировать, чтобы понять, какие ноты спел вокалист. Проанализировать частоты можно с помощью коротких отрезков аудиосигнала (кадров) и для каждого из них мы найдем основную частоту — это и будет нота, которую спел вокалист.

На основе полученных частот получается последовательность чисел — частота в Герцах для каждого кадра. Эти частоты мы и преобразуем в MIDI-ноты.

А по MIDI-нотам можно построить дополнительные мелодии по правилам музыкальной теории с помощью нейронной сети, чтобы упростить процесс работы с аудиофайлами.

Литература

1. Горбунова И. Б. Архитектура звука: Монография. - СПб.: Лема, 2014

2. Радзишевский, А.Ю. Основы аналогового и цифрового звука. - М.: Вильямс, 2006

3. Интернет-ресурс [Электронный ресурс]. URL: <https://habr.com/ru/companies/vk/articles/745016>.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ХИМИЧЕСКИХ РЕАКЦИЙ, ЭКСПЕРИМЕНТ, ТЕХНОЛОГИИ ОБРАБОТКИ И АНАЛИЗА РЕЗУЛЬТАТОВ

*Барсуков В.Г., Мышев А.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Проведение экспериментов химических процессов является сложной и дорогостоящей задачей как в аналитической химии, так и в атомной промышленности. Поэтому математическое моделирование химических процессов является наиболее перспективным направлением решения как научных, так и практических и технологических задач современной химии. В работе, с одной стороны, рассматривается метод численного моделирования кинетики химических реакций в условиях ограничений среды вычислений, замкнутости модели задач, неопределённости начальных условий и параметров. А с другой стороны – методы и технологии обработки результатов моделирования и эксперимента.

На первом этапе экспериментальной работы в качестве объекта исследования была выбрана химическая реакция между метиловым фиолетовым и гидроксидом натрия с образованием бесцветного лейкооснования. Для проведения натурального эксперимента были приготовлены растворы метилового фиолетового $[C_{25}H_{30}N_3]^+Cl^-$ ($1,5 \cdot 10^{-5}$ М) и гидроксида натрия NaOH (0,02 М). Эксперимент проводился в течение 90 минут с шагом детектирования результата в одну секунду. Результатом детектирования явилось измерение значений оптической плотности раствора. Раствор был исследован спектрофотометрическим методом на спектрофотометре КФК-ЗКМ (Россия).

На втором этапе работы была создана математическая модель кинетики химической реакции, а технология математического моделирования химической реакции была построена на основе одношаговых методов Рунге-Кутты. Для проведения численного эксперимента были разработаны и реализованы модели алгоритмов и процедур компьютерных технологий на основе разностных схем исходной задачи Коши, используя разложение правых частей дифференциальных уравнений по методу Гаусса-Рунге.

Технологии обработки и анализа результатов эксперимента и математического моделирования были разработаны на основе методов регрессионного анализа и метода наименьших квадратов. Компьютерная реализация обозначенных технологий в виде программного продукта была осуществлена на языке C в Visual Studio 2022.

На основе регрессионного анализа массива констант скорости химической реакции по результатам эксперимента были обнаружены следующие закономерности. Временная зависимость изменения константы скорости химической реакции хорошо описывается уравнением регрессии третьего порядка:

$$k(t) = 1.544341 \cdot 10^{-14}t^3 - 1.062410 \cdot 10^{-10}t^2 + 2.288164 \cdot 10^{-7}t + 7.482466 \cdot 10^{-4}$$

где $k(t)$ – константа скорости прямой химической реакции. Диапазон изменения значений $k(t)$: $[0.00072; 0.00133]$ и значения коэффициентов уравнения регрессии свидетельствуют о хорошей аналитической аппроксимации экспериментальных значений $k(t)$.

Анализ результатов моделирования и эксперимента химической реакции показали хорошее их соответствие в рамках погрешности измерений прибора, что свидетельствует о том, что математическое моделирование химических реакций является надежным, перспективным и недорогим инструментом решения сложных химических задач в их научном развитии и практическом продолжении.

Литература

1. Форсайт, Д. Машинные методы математических вычислений / Дж. Форсайт, М. Малькольм, К. Моулер. — М.: Мир, 1980. — 279 с.

ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ДВУМЕРНЫХ ПОЛЕЙ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННЫХ ВАРИАЦИЙ В ЗАДАЧАХ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Заграевская С.М.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Современная атомная энергетика опирается на высокоточные методы мониторинга и моделирования физических процессов, происходящих в реакторных установках и прилегающих технологических системах. Одним из ключевых элементов вычислительной инфраструктуры становится анализ сложных многомерных данных, описывающих распределения параметров среды – температурных полей, плотности нейтронного потока, концентрации активных примесей, радиационных нагрузок или ионизационных характеристик среды [1, 2].

В представляемой работе рассматривается подход к вычислительному разложению двумерных полей, позволяющий выделять различные пространственные компоненты сложного сигнала. Такая задача актуальна в тех случаях, когда наблюдаемое распределение представляет собой комбинацию нескольких процессов различной природы: глобальных изменений, регулярных пространственных волн, локальных аномалий и мелкомасштабных вариаций, возникающих под действием физических, технологических или эксплуатационных факторов.

Подобные ситуации характерны для анализа процессов в активной зоне реактора, поведения теплоносителя, распространения радиационных полей, а также для задач дистанционного мониторинга атмосферы и околоземного пространства, где фиксируются данные, влияющие на устойчивость связи с объектами атомной отрасли. Разложение

поля на несколько «слоёв» позволяет интерпретировать вклад различных механизмов, выявлять скрытые структуры и повышать информативность мониторинговых систем.

Основное внимание в работе уделено тому, как формируется адаптивное количество компонент разложения. Используются критерии, позволяющие автоматически определять степень выраженности структур в данных на основе статистических свойств и энергетических показателей остаточной части. Благодаря этому разложение не требует заранее фиксировать число выделяемых уровней, что важно при работе с реальными сигналами атомной отрасли, которые часто обладают сложной, изменчивой структурой.

Для проверки подхода формируется набор тестовых двумерных полей, имитирующих поведение физических величин, характерных для задач атомной энергетики: локальные пики (соответствующие аномальным зонам), гладкие крупномасштабные волны (глобальные изменения параметров среды), пространственно модулированные структуры (аналог распределения потоков или тепловых неоднородностей). Такая имитация позволяет оценить корректность разложения, способность метода восстанавливать слабые компоненты и устойчивость к наложению процессов разного масштаба.

Полученные результаты показывают, что вычислительные методы структурной декомпозиции позволяют выделять информативные элементы сложного поля и могут быть использованы в задачах диагностики, анализа состояния и прогноза поведения физических систем. Подход создаёт основу для последующей интеграции подобных инструментов в практические комплексы мониторинга и расчётные пакеты, применяемые в атомной энергетике.

Работа является частью исследования методов обработки многомерных данных и может быть расширена применением к реальным измерениям, включая данные мониторинга и диагностических систем.

Литература

1. Nunes J.C., Bouaoune Y., Delechelle E., Niang O., Bunel Ph. Image analysis by bidimensional empirical mode decomposition // Image and Vision Computing. – 2003. – №21. – Pp. 1019-1026.

2. Renman N., Mandic D.P. Multivariate empirical mode decomposition // Proceedings of the Royal Society A. – 2010. – №466(2117). – Pp. 1291-1302.

ОЦЕНКА МАСШТАБИРУЕМОСТИ ВЫЧИСЛЕНИЙ OPENMC И SERPENT НА ЗАДАЧЕ HEU-MET-FAST-001

Пыжов И.В.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Современные расчёты быстрого и теплового нейтронного транспорта всё чаще опираются на Монте-Карло-коды с развитой поддержкой многопоточности, поэтому их реальная производительность становится одним из ключевых факторов при выборе инструмента. Несмотря на общность физических принципов и использование метода Монте-Карло, архитектурные различия OpenMC [1] и Serpent [2] могут приводить к существенным расхождениям в производительности и масштабируемости, что делает необходимым их прямое сравнение на репрезентативных тестовых задачах.

В работе выполнено сравнительное исследование производительности OpenMC и Serpent с использованием двух репрезентативных моделей: быстрого бенчмарка HEU-MET-FAST-001 и тепловой ячейки WWER MOX Pin-Cell V1 MOD1. Для обоих кодов была подготовлена единая библиотека JEFF-3.3 в формате ACE, а геометрии бенчмарков приведены к строгому соответствию.

Основной упор сделан на бенчмарке HEU-MET-FAST-001, где простая однородная геометрия позволяет наглядно оценить масштабируемость и накладные расходы каждого кода. Для этого были выполнены серии расчётов с последовательным увеличением числа задействованных логических процессоров от 1 до 16, при фиксированном размере «пачки» нейтронов и количестве расчетных циклов, что позволило построить зависимость производительности каждого кода от степени параллелизации и выявить предельные возможности масштабирования.

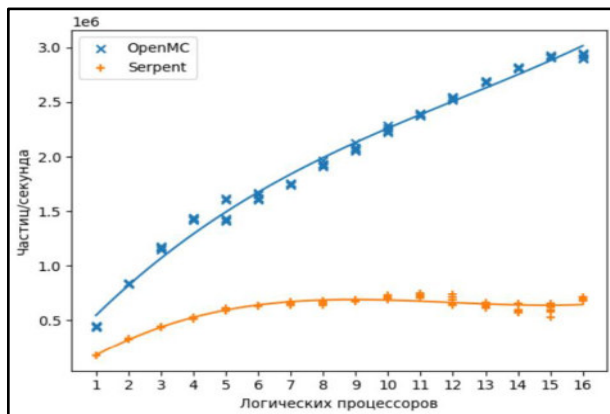


Рис. 1. Зависимость количества частиц в секунду от числа задействованных логических процессоров

При переходе к более сложной гетерогенной геометрии WWER MOX Pin-Cell различия сглаживаются: OpenMC достигает порядка 220 тыс. частиц/с, тогда как Serpent - около 150 тыс. частиц/с при использовании всех 16 логических процессоров.

Представленный на рисунке 1 график масштабируемости для HEU-MET-FAST-001 показывает, что OpenMC в текущей версии обладает более высокой эффективностью использования многопроцессорных систем, особенно на простых быстрых моделях, что может делать его предпочтительным инструментом для больших статистических выборок и параметрических серий расчётов; однако эти результаты требуют более тщательного подтверждения на существенно более сложных гетерогенных геометриях и в задачах выгорания, где структура вычислительных затрат и характер параллелизации могут значительно отличаться.

Литература

1. Romano P K and Forget B 2012 The OpenMC Monte Carlo Particle Transport Code Ann. Nucl. Energy 51 pp 274-281.
2. Jaakko Leppanen. Serpent – A Continuous Energy Monte-Karlo Reactor Physics Burnup Calculation Code — Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2013.

РАЗРАБОТКА НЕЙРОСЕТЕВОЙ МОДЕЛИ ДЛЯ ОБНАРУЖЕНИЯ ПЕЧАТЕЙ И ПОДПИСЕЙ НА ДОКУМЕНТАХ

*Замков Д.В., Шлапак Н.П.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Системы электронного документооборота используются в компаниях, в государственных учреждениях для упрощения работы с документами. Пользователи таких систем сталкиваются с необходимостью подписывать и заверять документы. В силу обилия документов появляется необходимость в высокой скорости их обработки одним человеком. Задача проверки подлинности самого документа становится всё более востребованной. Возникает необходимость в разработке программного комплекса, анализирующего документ с целью проверки его подлинности.

В современном документообороте используются электронные подписи и электронные печати, однако они не всегда предоставляются вместе с оригиналом документа, если он существует только на бумажном носителе.

Такая задача является комплексной, и её следует декомпозировать. Прежде чем проверять печать и подпись, необходимо обнаружить их на документе и определить, какую область документа они занимают.

Целью данной разработки является автоматизация поиска печати и подписи, основываясь на отсканированном документе, для последующего анализа с использованием другого программного комплекса. Решение данной задачи заключается в использовании машинного обучения и компьютерного зрения.

Для разработки и тестирования систем обработки документов необходимы репрезентативные данные. Однако использование реальных документов невозможно из-за строгих требований к защите персональной информации. Данное ограничение создаёт дефицит пригодных для работы наборов данных. Таким образом было решено создать синтетический

датасет, состоящий из искусственно сгенерированных печатей, подписей и текста.

В итоге был сгенерирован набор данных из 1000 изображений на основе 15 различных фонов, 30 подписей, 13 печатей. Принцип размещения информации на изображении следующий: случайным образом генерируется 30 строк текста, для каждой определяются случайные координаты на изображении; далее таким же образом помещаются печать и подпись, которые должны быть полностью расположены на документе. Для этого необходимо учитывать размеры всех изображений. Так, был создан набор данных из 800 изображений для обучающей выборки, и 200 – для валидационной.

Модель YOLOv11 была выбрана как современная архитектура, обеспечивающая высокую скорость и точность для обнаружения и классификации объектов на изображении [1]. В качестве метрик использовались Precision и Recall. В конечном итоге модель научилась определять местоположение печати в большинстве случаев (печать находит в 92% случаев), что было проверено на реальных примерах грамот и дипломов (см. рис. 1). Модель неверно определяет подписи – это направление для будущей работы.

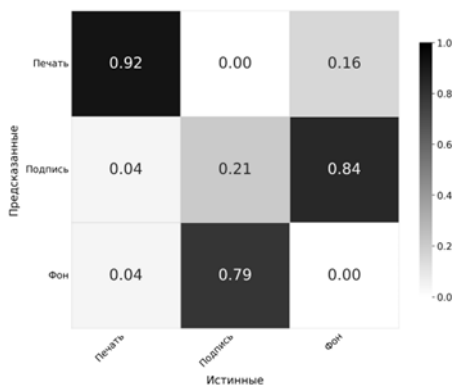


Рис.1 Матрица конфузии на тестовом наборе данных

Литература

1. Rahima Khanam, Muhammad Hussain, «YoloV11: An overview of the key architectural enhancements» // Conference on Computer Vision and Pattern Recognition, - Seattle, 2024

МОДЕЛИРОВАНИЕ ГОМОГЕННОГО ЦИЛИНДРИЧЕСКОГО РЕАКТОРА БЕЗ ОТРАЖАТЕЛЯ С ВВЕДЕННЫМ ИДЕАЛЬНЫМ ПОГЛОЩАЮЩИМ СТЕРЖНЕМ ПОСРЕДСТВОМ ФИЗИЧЕСКИ- ИНФОРМИРОВАННОЙ НЕЙРОСЕТИ

*Болотникова А.А, Шлапак Н.П.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Решение уравнения диффузии нейтронов для гомогенного цилиндрического реактора без отражателя с высокой точностью моделируется физически-информированной нейросетью [1].

В настоящей работе рассматривается изменение геометрии расчетной области, в которой решается уравнение диффузии, соответствующее введению в центр реактора идеального поглощающего стержня на различную глубину. Так как на границе с таким стержнем и внутри него поток нейтронов считается равным нулю, то его моделирование состоит в изъятии занимаемой стержнем области из расчетной и распространением граничного условия утечки нейтронов на границу стержня.

Моделирование решения задачи произведено с использованием полносвязной нейронной сети с двумя скрытыми слоями по 128 нейронов в каждом, функция активации – косинус. Функция потерь сети состоит из двух частей: первая учитывает вид дифференциального уравнения, вторая – граничные условия. На каждом шаге обучения рассматриваются 6000 точек внутри расчетной области и 2000 на границе. Для реализации алгоритма физически-информированной нейросети использовалась библиотека с открытым исходным кодом DeepXDE [2].

На рисунке 1 приведены результаты моделирования.

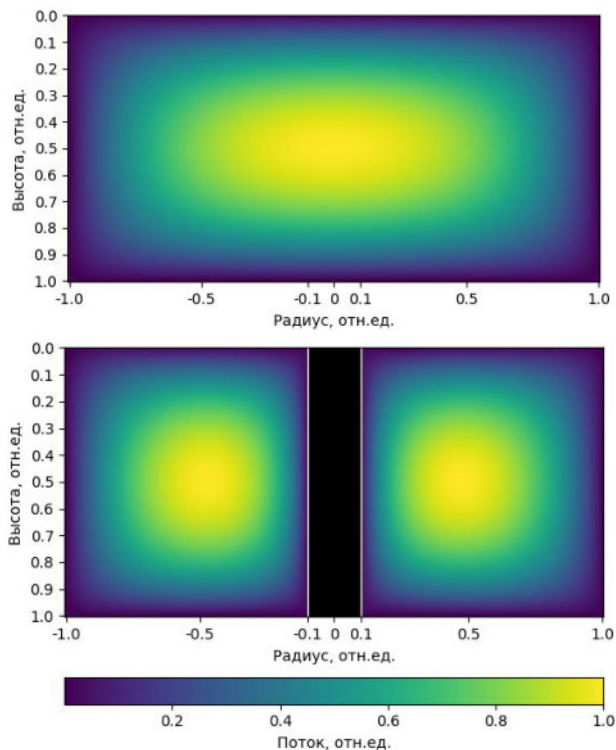


Рис. 1. Результаты моделирования решения уравнения диффузии для выведенного (сверху) и введённого (снизу) поглотителя

По результатам исследования можно сделать вывод, что использование физически-информированной нейронной сети позволяет получить реалистичные результаты моделирование движения поглощающего стержня в гомогенном цилиндрическом реакторе.

Литература

1. Болотникова А.А., Шлапак Н.П. Применение физически информированных нейросетей для решения уравнений физики ядерных реакторов// Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2024: XIX Международная научно-практическая конференция: Тезисы докладов. – Обнинск, 2024.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОДВИНУТЫХ ИНДЕКСОВ ВЕГЕТАЦИИ ДЛЯ АНАЛИЗА СОСТОЯНИЯ ФИТОМАССЫ ЛЕСНОГО РЕГИОНА ПО СПУТНИКОВОМУ СНИМКУ

*Молчанова М.В., Шлапак Н.П., Белоусов П.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г.Обнинск*

Анализ значений индексов вегетации и влажности – распространённый метод отслеживания состояния природной зоны. В рамках данного исследования рассмотрены 4 индекса: NDVI (Normalized difference vegetation index), NDMI (Normalized difference moisture index), ARI (Anthocyanin reflectance index) и NDCI (Normalized difference chlorophyll index). Все эти индексы необходимы для оценки разных аспектов состояния фитомассы.

Для оценки состояния фитомассы также применяются методы машинного обучения, одним из которых является кластерный анализ. С его помощью можно проанализировать изображение по всем индексам в совокупности, а также выделить ареалы на изображении, что может применяться в выявлении кризисных зон леса.

Целью нашего исследования является кластеризация спутникового снимка по 4 индексам. Также необходимо сделать вывод о выделенных алгоритмом зонах, и оценить состояние фитомассы в них.

NDVI (Normalized Difference Vegetation Index) — это стандартизированный индекс, показывающий то, насколько активно развивается растительность в данной зоне, значения которого меняются в диапазоне от -1 до 1. NDMI – нормализованный разностный индекс влажности, значения которого находятся в диапазоне от 0 до 1, использующийся для оценки влажности почвы в данной зоне. [1] ARI – индекс отражения антоцианов, пигментов, отвечающих за красный, фиолетовый и синий цвет в растениях [2]. NDCI необходим для оценки содержания хлорофилла в водоёмах [3].

Данный набор индексов позволяет выделить кризисные зоны, учитывая такие факторы, как разные цвета растений или наличие

водоёмов. При кластеризации необходимо учитывать корреляции индексов друг с другом, для того чтобы отбросить индексы, не несущие в себе полезной информации. Наиболее сильная корреляция наблюдается у пар индексов ARI и NDCI, NDCI и NDVI, NDVI и ARI (рис.1). В верхней половине матрицы находятся значения коэффициента Пирсона для всех индексов попарно.

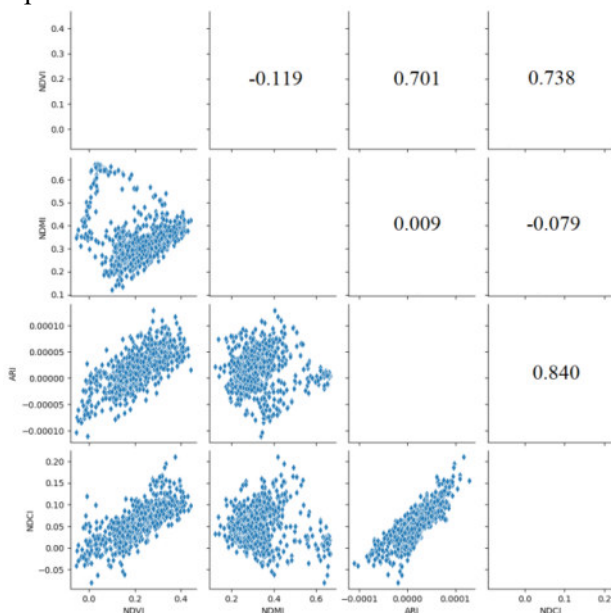


Рис. 1. Корреляционная матрица NDVI, NDMI, ARI и NDCI

Литература

1. Молчанова М.В., Шлапак Н.П., Белоусов П.А., «Исследование возможности определения породного состава лесной зоны по спутниковым снимкам» // Будущее атомной энергетики - ATOMFUTURE 2024, - Обнинск, 2024
2. Gitelson, A.A., Chivkunova, O.B. and Merzlyak, M.N., «Nondestructive estimation of anthocyanins and

СЕКЦИЯ VI
РАДИОНУКЛИДНАЯ И ЛУЧЕВАЯ МЕДИЦИНА

**РАЗРАБОТКА ВЫСОКОЭФФЕКТИВНОГО
ФОТОНЕЙТРОННОГО ИСТОЧНИКА ДЛЯ
НЕЙТРОНОЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ**

Онищук Е.А.¹, Кураченко Ю.А.¹, Ким А.А.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва

Бор-нейтронозахватная терапия (БНЗТ) представляет собой перспективный метод лечения злокачественных опухолей, основанный на способности ядер бора-10 избирательно поглощать низкоэнергетические нейтроны, что позволяет точно воздействовать на опухоль с минимальным повреждением здоровых тканей [1]. Однако применение данного метода с использованием исследовательских ядерных реакторов сталкивается с серьезными ограничениями, включая сложность обеспечения радиационной безопасности, географическую недоступность из-за привязки к немногочисленным реакторным центрам, а также технические сложности, связанные с непрерывным режимом работы реакторов и трудностями оперативной регулировки нейтронного потока.

В этой связи особое значение приобретает разработка компактных ускорительных источников нейтронов, которые обладают существенными преимуществами, такими как возможность точного управления параметрами нейтронного пучка, компактные размеры, позволяющие размещать установки в клиниках, и повышенная безопасность благодаря отсутствию необходимости использования ядерного топлива. Переход на ускорительные технологии может значительно расширить возможности клинического применения БНЗТ, сделав этот инновационный метод лечения более доступным и безопасным для пациентов.

В работе проведены расчетные исследования характеристик нейтронных полей, включая моделирование распределения доз в биологических тканях, оценку безопасности для персонала и

анализ эффективности воздействия на опухолевые клетки [2]. Особое внимание уделено сравнению параметров ускорительных и реакторных источников нейтронов. Полученные результаты показали, что ускорители заряженных частиц позволяют генерировать более стабильные и управляемые пучки эпитепловых нейтронов по сравнению с ядерными реакторами. Также были рассчитаны оптимальные параметры нейтронных пучков, минимизирующие повреждение здоровых тканей и максимизирующие терапевтический эффект.

Литература

1. Suzuki M. Boron neutron capture therapy (BNCT): a unique radiation therapy // International Journal of Radiation Oncology. 2020.
2. Кураченко Ю.А., Забарянский Ю.Г., Онищук Е.А. Применение фотонейтронов для лучевой терапии // Медицинская радиология и радиационная безопасность. – М, 2017.

ПРОГНОСТИЧЕСКОЕ ЗНАЧЕНИЕ ПОЛНОГО МОРФОЛОГИЧЕСКОГО ОТВЕТА ОПУХОЛИ ПОСЛЕ ПРОВЕДЕНИЯ НЕОАДЬЮВАНТНОЙ ХИМИОЛУЧЕВОЙ И ХИМИОТЕРАПИИ У БОЛЬНЫХ МЕСТНО- РАСПРОСТРАНЕННЫМ РАКОМ ЖЕЛУДКА

*Волобуев С.М. , Скоропад В.Ю. , Гриневич В.Н., Смоленов Е.И. ,
Афонин Г.В.*

*Медицинский радиологический научный центр им. А.Ф. Цыба г.
Обнинск*

Рак желудка является одной из ведущих причин онкологической смертности, с одногодичной летальностью более чем 39%. В России химиолучевая терапия при раке желудка не является стандартным методом лечения, в отличие от США и стран Западной Европы. Отсутствуют крупные отечественные исследования, сравнивающие отдалённые результаты химиолучевого и химиотерапевтического подходов в когорте пациентов с доказанным полным морфологическим ответом. В отношении рака желудка данные различных авторов

противоречивы: одни исследования демонстрируют значимое улучшение выживаемости при полном морфологическом ответе, другие — не подтверждают его независимого прогностического значения.

Цель: Провести анализ результатов лечения и факторов, влияющих на выживаемость, у больных местно-распространённым раком желудка, достигших полного морфологического ответа опухоли после применения химиолучевой и химиотерапии.

Исследование проведено в МРНЦ им. А.Ф. Цыба на основе ретроспективного анализа базы данных более чем 300 больных с верифицированным местно-распространённым раком (аденокарциномой) желудка, получивших комбинированное лечение в рамках протокольных исследований и рутинной клинической практики.

Стандартным методом лечения являлось проведение периоперационной химиотерапии по схеме FLOT. Исследуемые методики неоадьювантной терапии включали химиолучевую терапию в трех вариантах: СОД=45 Гр с дневным дроблением дозы на две фракции - 1 и 1,5 Гр; СОД=46 Гр за 23 фракции; два цикла индукционной химиотерапии FLOT с последующей химиолучевой терапией в СОД=46 Гр за 23 фракции. Во всех случаях лучевую терапию проводили на фоне препаратов капецитабина 1850 мг/м² в день за 2 приема ежедневно, и оксалиплатин 85 мг/м² в 1 и 22 дни.

Через 6–8 недель после завершения неоадьювантной терапии проводилось контрольное обследование. В случае исключения прогрессирования опухоли, выполнялось радикальное хирургическое вмешательство. Из базы данных отобрано 38 пациентов с ypT0N0M0

Среди всех пациентов прогрессирование опухоли зафиксировано только в 1 случае.

Показатели общей выживаемости (ОВ) составили: 1-летняя ОВ — 94,7 ± 3%; 3-летняя и 5-летняя ОВ — 86,5 ± 6%. При исключении послеоперационной летальности (n=2) (n=36): 1-летняя ОВ — 100%; 3-летняя и 5-летняя ОВ — 91,3 ± 6%. Различия в показателях выживаемости в зависимости от типа неоадьювантной терапии отсутствовали (p<0,05). По данным

нашего исследования, проведение адъювантной химиотерапии не влияло на отдаленные результаты лечения.

Заключение: Отдаленные результаты лечения не зависят от методики неоадъювантной терапии.

1. В случае достижения полного морфологического ответа опухоли, проведение адъювантной химиотерапии не приводит к увеличению показателей выживаемости.

ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДОВ ВЕРИФИКАЦИИ И КОРРЕКЦИИ ПОЛОЖЕНИЯ ПАЦИЕНТА ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ПРОТОННОЙ ТЕРАПИИ

*Григорьев И.И., Дружинский В.О., Дружинская О.И.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г.Дмитровград*

Глаз человека — это относительно небольшой и однородный орган, практически рентгенопрозрачный и поэтому трудно различить его внутренние структуры с помощью рентгенографии.

Особенности его строения не позволяют использовать стандартные подходы, применяемые в протонной лучевой терапии. Планирование облучения для глаза производится по модели органа, которая рассчитывается по клиническим и рентгеновским данным.

Данное исследование проводилось в специальном помещении для облучения малым фиксированным пучком (FSTR). В ходе процедуры использовался водный фантом CRS Phantom, на который установлен диодный детектор Scanditronix pSi (модель SFD), подключённый к системе позиционирования пациента (PPS) и держатель водного фантома на стуле EyeLine,

Цель процедуры – проверить на глазной линии, что при помещении объекта в изоцентр с помощью рентгеновской системы, он будет расположен на оси пучка протонов, используемый в качестве ориентира; протонное и световое поля, а также рентгеновское и световое поля локализованы совместно.

Особенно важно добиться хорошего выравнивания по осям Y и Z, поскольку это определяет положение протонного поля в организме пациента. Относительное выравнивание пациента и

протонного пучка по оси X менее критично. Связано это с тем, что диапазон воздействия на пациента в основном определяется толщиной тканей пациента, через которые проходит протонный пучок.

Все полученные значения сравнивались со значениями, полученными при калибровке системы на дату – 2 января 2022 года. Результаты представлены в таблице 1.

Как видно, центр протонного пучка и центр рентгеновского пучка Rad-A отклонился на 0,228 мм, по сравнению с референсными значениями.

Таб.1.Сравнение полученных результатов

Выравнивание	Расстояние		
	в пикселях	на плоской панели, мм	в изоцентре, мм)
Значения, полученные в ходе эксперимента			
Rad-A и пучка протонов	7,61577	0,38079	0,31307
Rad-A по оси Z FRS	1,50000	0,07500	0,06166
Rad-C по оси Z FRS	1,00000	0,05000	0,04111
Референсные значения			
Rad-A и пучка протонов	2,06155	0,10308	0,08475
Rad-A по оси Z FRS	0,50000	0,02500	0,02055
Rad-C по оси Z FRS	1,00000	0,05000	0,04111

Следующие значения показывают, насколько перекрестие панели отклонены от изоцентра в изоцентрической плоскости, а также насколько перекрестия панели отличаются друг от друга.

По сравнению со значениями, полученными 2 января 2022 года, перекрестии отклонились от изоцентра на 0,04 мм. Все полученные значения входят в допустимый предел.

Отклонения, выявленные при сравнении с референсными значениями, находятся в допустимых пределах. Тем не менее, они подтверждают необходимость регулярной проверки всех систем для обеспечения безопасности лечения.

**MONTE CARLO SIMULATION OF ORGAN-SPECIFIC
DOSE IN A RADIATION ACCIDENT SCENARIO USING
GEANT4**

Ananda D.R.I., Solovev A. N.

*Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU MEPhI,
Obninsk*

The accidental radiation events are matter of interest in the nuclear research field. The events arising from high-activity sources radiation exposures need accurate dose reconstruction particularly in cases where physical dosimeters were not available. The present paper is based on an investigation of the Geant4 Monte Carlo simulation package to simulate a real radiation accident event happened with an 48 year old individual (pseudonym: BERT) in 1980-s. The person has been exposed to a ^{60}Co source within the distance around 20 cm out of the torso during several seconds and for longer (~25 minutes) duration within the room of the source. The nominal exposure rate estimated as about 1000 R*s-1 at 1 m by the facility staff. The equivalent source activity was estimated by ICRP 103 formalism [1]. The photon emission rate was further normalized with this value during the Geant4 simulation. Another reference dose was given by the BERT based on the chromosome aberration analysis done in the next few days after event by the A.I. Burnazyan FMBC (former Institute of Biophysics) was 28.75 Gy of total body. The irradiation event resulted in necrosis of the fingers required following amputation of fingers. The person is still alive and active worker of the A. Tsyb MRRC.

This simulation based on the advanced voxel human phantom example of the Geant4 package implementing reference MIRD phantom [2]. Current aim is to extend and develop a project for the organ-specific absorbed doses estimation in the eyes, heart, chest and fingers. Photon emission spectra, physics of interaction and material compositions were modelled with accuracy in the simulation of soft tissues and bone [3]. A fixed phantom position equivalent to the actual accident position was re-created to track energy-deposition in the organs of interest. Graphical-based verification of photon transport confirmed that a sufficient interaction of gamma along the anterior

axis of the body and highly localized depositions may be observed in the chest and the upper limbs, as would be anticipated with Co 60 gamma.

At the present phase, the research aims on methodological validation of the phantom and geometry setup. The methodology allows to create a reproducible structure for the retrospective organ-dose evaluation in extreme exposure situations. In future work, dose tally conversion to absorbed doses and equivalent doses, comparison with ICRP deterministic thresholds and phantom customization to feature detailed eye model and finger models to score dose more accurately will be carried out. Upon validation, the extended model might be applied to calculate the organ-specific absorbed and equivalent dose at various exposure periods, normalized to the measured source activity and geometry. Simulated outcomes will be compared to known ICRP deterministic thresholds and accessible clinical results and will examine how predictable patterns of tissue injury identically compare with medical outcomes in the comparison [1,4]. The study is useful in creation of a computation dosimetry protocol of emergency and forensic reconstruction of accidents related to radiation exposures.

References

- [1]. International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103: The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection // Annals of the ICRP. – 2007.
- [2]. W.S. Snyder, et al, MIRD Pamphlet No. 5 Revised, Estimates of absorbed fractions for monoenergetic photon sources uniformly distributed in various organs of a heterogeneous phantom // J. Nucl. Med. Suppl. – 1969 – No. 3. – P. 5-52
- [3]. Xu X.G., Eckerman K.F. Advances in computational human phantoms and their applications in biomedical engineering – A topical review // Physics in Medicine and Biology. – 2010. – Vol. 55, No. 2. – P. R1–R59.

СЕКЦИЯ VII
ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯМИ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**ЭКСПОРТНЫЙ ПОТЕНЦИАЛ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
РФ В УСЛОВИЯХ ГЕОПОЛИТИЧЕСКОГО КРИЗИСА**

Кобылина Е.В., , Гусева К.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Атомная энергетика является одним из наиболее значимых и перспективных направлений в стратегии внешнеэкономического сотрудничества России. Именно в РФ существует уникальная научно-производственная база, необходимая для исследований и проектирования в области атомной энергетики, а также для строительства АЭС нового поколения. Стоит учитывать, что геополитический кризис последних лет поставил перед российской атомной энергетикой новые вызовы, в первую очередь, направленные на переориентацию рынков сбыта и борьбу с возросшей конкуренцией со стороны Китая и западных стран.

Отечественную атомную энергетику можно охарактеризовать как пример технологической независимости, которая была сформирована посредством усилий тысяч высококлассных специалистов, которые обеспечивают замкнутый ядерный топливный цикл, при этом соблюдая требования повышения безопасности эксплуатации реакторных установок и осуществляя долговременное международное сопровождение [1].

Наиболее известными являются такие экспортные проекты, как: АЭС «Аккую» в Турции, АЭС «Руппур» в Бангладеше. Оба проекта являются примерами координации не только сложных инженерных расчётов, но также и качественной дипломатической экспертизы и применения ряда управленческих компетенций на высоком уровне.

В настоящее время экспортный потенциал России формируется за счёт пересечения научно-технических возможностей и приоритетных направлений

внешнеполитического сотрудничества. На рисунке 1 представлены основные направления экспортного потенциала атомной энергетики России.



Рис. 1. Направления экспортного потенциала РФ

Ключевыми направлениями экспорта атомной энергетики РФ являются: поставка высокотехнологичного оборудования, выполнение проектов АЭС по модели ЕРС-контрактов, экспорт ядерного топлива и его переработка, передача технологий и обучения кадров в партнёрских странах. Таким образом, формируется устойчивое внешнеэкономическое присутствие России на мировом рынке ядерной энергетики, что, непосредственно, влияет на укрепление позиции нашей страны в условиях геополитической турбулентности [2].

Ключевыми странами партнёрами на данный момент для России являются: Турция, Египет, Бангладеш, Индия, Иран, страны СНГ, страны Африки.

Атомная энергетика России трансформировалась в комплексный продукт для экспорта, который содержит в себе высокотехнологичные решения, возможность сопровождения и долговременного международного партнёрства. В условиях существующего санкционного давления и переориентации мировых энергетических потоков потенциал атомный отрасли имеет и экономическое, и внешнеполитическое значение.

Литература

1. Сумия А.В. Новые тенденции в торговле технологиями // Мировое и национальное хозяйство. №2, 2023 г.

2. Фрозов А.В. Экспорт атомной энергетики как инструмент внешнеполитического влияния России // Мировая экономика и международные отношения. №3, 2021 г.

СТРУКТУРНЫЕ ИЗМЕНЕНИЯ МИРОВОГО ТЭК И ЭВОЛЮЦИЯ КРИТЕРИЕВ КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТИ АЭС

*Абдихамитов Д.К., Харитонов В.В., Семенов Е.В.
НИИУ МИФИ, г. Москва*

Современный этап развития глобальной энергетики характеризуется вступлением в фазу четвертого энергоперехода, драйверами которого выступают не только климатическая повестка, но и объективная необходимость замещения исчерпаемых углеводородных ресурсов. Согласно прогнозным оценкам МАГАТЭ (издание 2025 года), к 2050 году мировое производство электроэнергии удвоится по сравнению с уровнем 2024 года, а в сценарии высокого роста установленная мощность АЭС должна увеличиться в 2,6 раза, достигнув 992 ГВт [1].

Математическое моделирование динамики истощения невозобновляемых ресурсов показывает, что пики добычи традиционных энергоносителей (нефти, природного газа и дешевого урана) при существующих темпах потребления могут быть пройдены уже в первой половине XXI века [2].

В условиях роста доли стохастической генерации (ВИЭ) традиционный показатель приведенной стоимости электроэнергии (LCOE) теряет свою репрезентативность, так как не учитывает затраты на интеграцию источника в энергосистему и резервирование мощностей. В работе обоснована целесообразность применения системного подхода (System LCOE/VALCOE) [3].

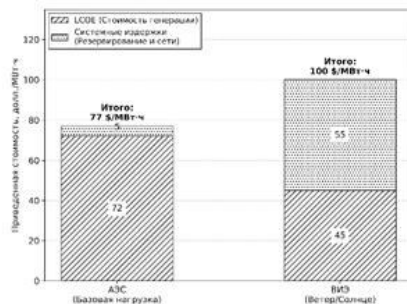


Рис. 1. Сравнительный анализ полной системной стоимости электроэнергии

Как показано на рисунке 1, несмотря на снижение номинальной стоимости генерации ВИЭ, их полная системная стоимость оказывается выше атомной генерации из-за колоссальных затрат на обеспечение надежности поставок (резервные мощности, накопители, сети).

Конкурентоспособность АЭС в долгосрочной перспективе будет определяться соответствием пяти принципам большой ядерной энергетики, сформулированным в рамках стратегии развития под руководством проф. Е.О. Адамова [4]:

- Обеспечение конкурентоспособности ядерной энергетики в сравнении с другими видами электрогенерации (снижение стоимости электроэнергии за счет капитальных и эксплуатационных затрат).

- Исключение аварий, требующих эвакуации, а тем более отселения людей, а также выводящих из хозяйственного использования значительные территории (максимальный ущерб – потеря блока АЭС).

- Полное использование энергетического потенциала добываемого сырья на длительную перспективу (сотни и тысячи лет).

- Радиационно-эквивалентное обращение ядерных материалов в топливном цикле с сохранением природного радиационного баланса.

- Технологическое усиление режима нераспространения ядерного оружия за счет исключения наработки и выделения в

топливном цикле чистых ^{235}U и Pu оружейного качества, а также постепенного отказа от использования в ядерной энергетике технологий разделения (обогащения) изотопов урана.

Реализация этих принципов возможна только при переходе к двухкомпонентной ядерной энергетической системе с замкнутым ЯТЦ и реакторами на быстрых нейтронах, удовлетворяющими требованиям естественной безопасности [5].

Литература

1. Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050. Reference Data Series No. 1. 2025 Edition. – Vienna: IAEA, 2025.

Харитонов В.В., Ульянов Ю.А., Слива Д.Е. Аналитическое моделирование динамики исчерпания невозобновляемых

АНАЛИЗ ПОДХОДОВ, ПРИМЕНЯЕМЫХ В ГОСУДАРСТВАХ СНГ ПО ОПТИМИЗАЦИИ ПРОЦЕССОВ ВЭ ЯРОО

*Зарубин А.С., Кузнецов А.Ю., Литвинов М.А.
АО «ТВЭЛ», г. Москва*

Для осуществления деятельности по использованию атомной энергии в СССР с середины 40-х годов были развернуты масштабные работы по обеспечению минерально-сырьевой базы. В республиках Средней Азии были разведаны месторождения урана, спроектированы и построены добывающие, перерабатывающие комбинаты. Однако в 1990-е годы, после образования Содружества Независимых Государств, многие объекты по добыче, извлечению урана и связанные с ними места размещения отходов переработки (отвалы и хвосты) были заброшены.

Некоторые из объектов ядерного наследия (ОЯН) расположены в сейсмически активных районах и в непосредственной близости от региональных водных путей, наличие подобных площадок создает риски для населения и окружающей среды. К этим рискам относятся физическая опасность для людей и животных, повышенное воздействие

радиоактивных и токсичных материалов на население, проживающее вблизи ОЯН, негативное влияние на здоровье и социально-экономическое благополучие населения, а также возможность трансграничного загрязнения.

По инициативе АО «ТВЭЛ», на основе данных от заинтересованных организаций, была разработана База данных ОЯН государств – участников СНГ, состоящая из реестра объектов (более 150) и их паспортов, позволяющих оценить потенциальную опасность объектов для окружающей среды. База данных станет основой Соглашения государств – участников СНГ по приведению в безопасное состояние объектов ядерного наследия.

Также составлен Реестр технологий – библиотека научно-технической документации с описанием имеющихся на объектах технологий, оборудования и инженерных решений в сфере ОЯТ, РАО и ВЭ ЯРОО. Реестр способствует систематизации и эффективной реализации проектов, привлекая к проведению работ владельцев интеллектуальной собственности.

Экспертами АО «ТВЭЛ» проводится камеральная обработка паспортов ОЯН. В 2023-2025 гг. организовывались экспедиционные выезды на объекты в Республике Таджикистан и Кыргызской Республике для верификации паспортов с участием заинтересованных организаций. По результатам таких выездов были подготовлены заключения о возможных путях совершенствования радиационной безопасности и вывода из эксплуатации ЯРОО.

В рамках расширения подходов к реализации проектов вывода из эксплуатации было проведено изучение возможности экстракции полезных материалов в процессе рекультивации площадок размещения некоторых ОЯН. В частности, отходы добычи урана могут содержать ванадий, скандий, цинк, германий и другие критически важные материалы. Например, возможность извлечения теллура из отвалов имеет стратегическое значение для технологий солнечной энергетики и обороны. Доходы от продажи извлеченных материалов могут частично или полностью компенсировать затраты на рекультивацию. Модель оборотного финансирования, где доходы от одного проекта направляются на реализацию следующего, снизит зависимость

от донорских средств, которые сегодня являются основным источником финансирования проектов по выводу из эксплуатации ОЯН.

Экспертами подготовлен Свод рекомендаций по социально-экономическому развитию территорий с объектами ядерного наследия. В документе предусматривается разработка модельных правовых актов для повышения инвестиционной привлекательности таких территорий. Особое внимание уделяется инициативе Кыргызской Республики по созданию Ассоциации городов с урановым наследием.

СБАЛАНСИРОВАННАЯ СИСТЕМА ПОКАЗАТЕЛЕЙ В СТРАТЕГИЧЕСКОМ УПРАВЛЕНИИ УРАНОДОБЫВАЮЩИМ ПРЕДПРИЯТИЕМ

Сарсенбек М.Б.^{1,2}, Колычев В. Д.¹

¹ НИЯУ МИФИ, г. Москва

² ТОО «СП «Будёновское», г. Алматы, Республика Казахстан

Современные компании ядерного топливного цикла работают в условиях жёсткого регулирования, высокой капиталоемкости проектов и растущих требований к безопасности и устойчивому развитию. В этих условиях традиционный подход, ориентированный только на финансовые и производственные показатели, не позволяет полноценно управлять стратегическим развитием уранодобывающего предприятия.

Цель работы – показать возможности применения ССП (Balanced Scorecard, BSC) в качестве каркаса стратегического управления уранодобывающей компанией и предложить адаптированную модель с учётом отраслевой специфики. В основе подхода лежат структурирование целей, формирование стратегической карты и подбор ключевых показателей эффективности (КПИ).

Предлагается модифицированная структура BSC, включающая пять взаимосвязанных перспектив: «Финансы и эффективность», «Стейкхолдеры и репутация», «Внутренние процессы и безопасность», «Персонал и культура безопасности», «Инновации и цифровая трансформация».

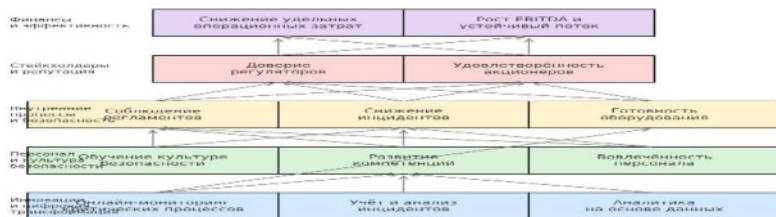


Рис.1. Стратегическая карта предприятия

На рисунке схематично представлена стратегическая карта предприятия, в которой развитие компетенций персонала и цифровых решений увязано со снижением операционных и ядерно-радиационных рисков, ростом доверия регуляторов и устойчивыми финансовыми результатами.

Таб.1. Укрупнённый пример системы показателей по перспективам BSC для уранодобывающего предприятия мощностью 3 тыс. т U в год

Перспектива	Пример показателя	Целевое изменение
Финансы и операционная эффективность	Удельные операционные затраты, \$/кг U	–10 %
Внутренние процессы и безопасность	Частота инцидентов по безопасности, случаев на 1 млн чел-часов	–40 %
Персонал и культура безопасности	Доля сотрудников, прошедших обучение по культуре безопасности, %	до 95 %
Инновации и цифр. трансформация	Доля процессов с онлайн-мониторингом, %	до 70 %

В таблице приведён укрупнённый пример системы показателей по перспективам BSC для уранодобывающего предприятия мощностью 3 тыс. т U в год. На условном расчётном примере показано, что достижение целевых значений по ключевым показателям позволяет получить заметный экономический эффект при одновременном повышении уровня безопасности и управляемости.

Сделан вывод, что адаптированная к условиям уранодобывающей отрасли сбалансированная система показателей может служить практическим инструментом согласования интересов акционеров, регуляторов и персонала, а

также основой для разработки цифровых панелей мониторинга стратегии и программ повышения безопасности.

Литература:

1. Каплан Р., Нортон Д. Сбалансированная система показателей. – М.: Олимп-Бизнес, 2004.
2. Kaplan R.S., Norton D.P. The Balanced Scorecard: Translating Strategy into Action. – Boston: Harvard Business School Press, 1996.
3. Виханский О.С. Стратегическое управление. – М.: Магистр, 2021.
4. IAEA. Knowledge Management and Its Implementation in Nuclear Organizations. – Vienna: IAEA, 2016.

**СОВРЕМЕННЫЕ ПОДХОДЫ К НАЛОГОВОЙ
ОПТИМИЗАЦИИ В СВЕТЕ ИЗМЕНЕНИЙ В НАЛОГОВОЙ
СИСТЕМЕ РФ С 1 ЯНВАРЯ 2026 ГОДА**

*Лезгян В.Д., Осипов В. А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Принятие Государственной Думой в ноябре 2025 года комплексных поправок в Налоговый кодекс Российской Федерации (НК РФ) ознаменовало начало системной налоговой реформы, которая вступает в силу с 1 января 2026 года. Эта реформа предполагает масштабные изменения, затрагивающие основные налоговые режимы, и требует от налогоплательщиков пересмотра своих подходов к налоговому планированию и оптимизации.

Целью данной работы является анализ ключевых налоговых изменений, вступающих в силу в 2026 году, и выявление современных подходов к налоговой оптимизации в условиях новой фискальной политики государства.

С 1 января 2026 года базовая ставка НДС повышается с 20 до 22 процентов. Это первое повышение общей налоговой ставки со времени увеличения НДС в 2019 году с 18 до 20 процентов. По оценкам Министерства финансов РФ, повышение ставки должно обеспечить бюджету дополнительные поступления в объеме примерно 1 триллиона рублей ежегодно [1].

Наиболее серьезные последствия налоговая реформа имеет для субъектов малого и среднего бизнеса, применяющих УСН. Порог годового дохода, при превышении которого налогоплательщик обязан уплачивать НДС, сокращается поэтапно и в 2026 году он составит 20 млн рублей [1].

Ранее этот порог составлял 60 млн рублей, что позволял значительной части предпринимателей избежать уплаты НДС [3]. Поэтапное снижение предусмотрено для постепенной адаптации налогоплательщиков к новым условиям.

Для налогоплательщиков на УСН чьи доходы превысят установленный порог, предусматриваются две альтернативные модели налогообложения НДС [1]:

1. Оборотный НДС — 5–7 % от выручки без права на налоговые вычеты по входящему НДС.
2. Классический НДС — по ставке 22 % с правом вычетов входящего налога.

Одним из ключевых инструментов налоговой оптимизации становится автоматизированная упрощенная система налогообложения (АУСН) [2]. Согласно нововведениям, налогоплательщики на АУСН получают возможность сохранить порог освобождения от НДС на уровне 60 млн рублей до конца 2027 года, что является значительным преимуществом.

Применение АУСН требует использования кассовых аппаратов и специального программного обеспечения, что повышает требования к администрированию доходов, но компенсируется налоговыми льготами.

Начиная с 2026 года, существенные ограничения накладываются на возможность субъектов Российской Федерации устанавливать пониженные ставки УСН и налоговые каникулы для отдельных видов деятельности [2]. Теперь регионы смогут предоставлять пониженные ставки УСН только для конкретных видов деятельности, соответствующих перечню, установленному Минэкономразвития РФ.

Перед налогоплательщиками встает критическое решение о выборе налогового режима. Компании с годовыми доходами в диапазоне 15–25 млн рублей должны провести расчет налоговой нагрузки и рассмотреть варианты:

- сохранение УСН с переходом на оборотный НДС (5–7%);

- переход на упрощенную систему с классическим НДС (22%);
- переход на автоматизированную упрощенную систему налогообложения (АУСН).

Налогоплательщики, выбирающие классический НДС при работе на УСН, получают право на вычеты входящего налога. Такая модель требует пересмотра договорных отношений с поставщиками и может быть оптимальна для компаний с высокой долей материальных затрат в себестоимости товаров и услуг.

Компании, работающие в сфере образования, здравоохранения, фармацевтики, должны максимально использовать льготные ставки НДС (10% и 0%), применяя правильное обоснование квалификации своей деятельности.

УПРАВЛЕНИЕ ЯДЕРНЫМИ ЗНАНИЯМИ В УСЛОВИЯХ ЦИФРОВОЙ ТРАНСФОРМАЦИИ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

*Имангалиева Ш.Ж., Юшков Е.С.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Управление ядерными знаниями становится стратегически важным направлением развития атомной отрасли в условиях цифровой трансформации. Системная работа с информацией, компетенциями и отраслевым опытом обеспечивает преемственность, технологическую устойчивость и высокий уровень безопасности на всех этапах жизненного цикла ядерных объектов. Цифровые инструменты создают новые способы хранения, анализа и передачи знаний, формируя единую интегрированную среду для специалистов.

Цифровые платформы управления знаниями объединяют нормативно-технические документы, исследования и эксплуатационные данные в единую структуру. Такие системы используют интеллектуальный поиск, автоматизированную классификацию и алгоритмы искусственного интеллекта, что позволяет ускорять обработку информации и поддерживать принятие инженерных и управленческих решений.

Искусственный интеллект играет ключевую роль в анализе неструктурированных данных, таких как архивные отчёты, диагностические записи и экспертные комментарии. Машинное обучение выявляет закономерности и формирует рекомендации, сокращая рутинную нагрузку и повышая эффективность работы персонала. Это способствует более глубокой аналитике и оперативному принятию решений в сложных технологических условиях.

Цифровые двойники оборудования и процессов повышают качество подготовки и позволяют фиксировать значимую часть экспертного опыта в структурированной форме. Виртуальные модели используются для отработки эксплуатационных сценариев, анализа технических рисков и обучения специалистов в безопасной среде. Такая практика повышает надёжность производственных процессов и способствует сохранению уникальных знаний.

Вместе с тем цифровизация усиливает требования к культуре обмена знаниями и защите информации. Эффективность систем управления знаниями зависит от вовлечённости сотрудников, развития профессиональных сообществ и поддержания традиций наставничества. Особое внимание требует кибербезопасность, поскольку цифровые хранилища включают критически важные данные и требуют строгого контроля доступа.

Цифровая трансформация и внедрение ИИ создают основу для формирования современной модели управления ядерными знаниями. Сочетание высокотехнологичных решений и человеческого опыта обеспечивает устойчивость отрасли, способствует сохранению компетенций и поддерживает инновационное развитие атомной энергетики.

Литература

1. IAEA. Nuclear Knowledge Management. Vienna: IAEA Publications, 2020.
2. World Nuclear Association. Workforce, Training and Knowledge Management in Nuclear Energy. London, 2023.
3. OECD NEA. Managing Digital Transformation in the Nuclear Sector. Paris, 2021.

КРИТЕРИИ КОНКУРЕНТОСПОСОБНОСТИ АЭС В УСЛОВИЯХ ТРАНСФОРМАЦИИ МИРОВОГО ЭНЕРГОБАЛАНСА

*Абдихамитов Д.К., Харитонов В.В., Семенов Е.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Глобальный тренд на декарбонизацию и прогнозируемый рост мирового электропотребления до 62 944 ТВт·ч к 2050 году [1] формируют новые требования к верификации эффективности генерирующих мощностей. В работе выполнен расчетный анализ конкурентоспособности атомных электростанций (АЭС) в сравнении с альтернативными источниками энергии на основе критериев полного жизненного цикла.

Методологической базой исследования послужил сравнительный анализ удельных материальных и стоимостных потоков. Установлено, что использование показателя приведенной стоимости электроэнергии (LCOE) для сравнения диспетчеризируемой (АЭС, ТЭС) и стохастической (ВИЭ) генерации методологически некорректно без учета затрат на резервирование мощности. Расчеты демонстрируют, что коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) для АЭС достигает 90%, тогда как для ветровых и солнечных станций этот параметр не превышает 35% (рис. 1а) [2], что требует введения поправочных коэффициентов системной ценности (VALCOE) [3].

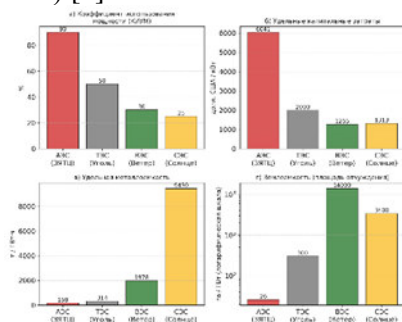


Рис.1. Сравнительный анализ удельных показателей эффективности различных технологий генерации электроэнергии

Анализ данных (рис. 1в, 1г) показывает, что при переходе к технологической платформе замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) АЭС обладают абсолютным преимуществом по ресурсным критериям [4].

Однако выявлена высокая чувствительность инвестиционной привлекательности АЭС к срокам реализации. На основе динамической модели дисконтированных потоков [2] установлено, что задержка ввода энергоблока на 3 года относительно планового срока ($T_c = 6$ лет) приводит к нелинейному падению внутренней нормы доходности (IRR) на 6,1 процентных пункта (с 9,9% до 3,8%), переводя проект в зону экономической неэффективности.

Таким образом, обеспечение конкурентоспособности АЭС на мировом рынке требует не только технологического превосходства (ЗЯТЦ), но и внедрения цифровых методов управления жизненным циклом для строгого соблюдения сроков сооружения и контроля удельных капитальных вложений (рис. 1б).

Литература

1. Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050. Reference Data Series No. 1. Vienna: IAEA, 2025. 137 p.
2. Харитонов В.В., Семенова Д.Ю. Об экономической эффективности цифровизации ядерной энергетики в условиях глобального энергоперехода // Проблемы прогнозирования. 2023. № 2 (197). С. 97-110. DOI: 10.47711/0868-6351-197-97-110
3. Семенов Е.В. Эволюция подходов к оценке экономической эффективности проектов АЭС // Энергетическая политика, No. 9 (200), Sep 2024. pp. 69-81.
4. Першуков В.А., Артисюк В.В., Каширский А.А. Путь к «зеленой» энергетике для ядерных энерготехнологий // Энергетическая политика. 2021. № 9 (163). С. 12–23.

ЭКОНОМИЧЕСКАЯ ЭФФЕКТИВНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ ИИ В ОПТИМИЗАЦИИ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА АЭС

Имангалиева Ш.Ж., Юшков Е.С.

НИЯУ МИФИ, г. Москва

Оптимизация топливного цикла — один из ключевых резервов повышения эффективности АЭС. Искусственный интеллект (ИИ) позволяет автоматизировать расчёты по загрузке активной зоны, прогнозировать потребность в топливе и продлевать кампании между перегрузками. Такой подход уменьшает частоту остановов и снижает эксплуатационные расходы, повышая экономическую устойчивость энергоблока.

ИИ-прогнозирование позволяет точно планировать объёмы закупки топлива, исключая избыточные запасы и снижая затраты на хранение. Внедрение таких моделей на практике, как показал опыт Constellation Energy (США), обеспечивает экономию свыше \$1,6 млн на энергоблок в год за счёт оптимизации графиков и конфигураций загрузки [1].

Алгоритмы ИИ также применяются для предиктивного обслуживания оборудования. Они выявляют отклонения параметров до появления неисправностей, что позволяет снизить риски незапланированных остановов. По данным Argonne National Lab, такие решения способны экономить отрасли сотни миллионов долларов ежегодно [2].

Современные ИИ-системы способны интегрировать данные из различных цифровых систем станции — от мониторинга параметров реактора до анализа работы вспомогательных агрегатов. Это позволяет комплексно анализировать эксплуатационные параметры и находить оптимальные управленческие решения.

Цифровые двойники, как часть интеллектуальной инфраструктуры, моделируют поведение реактора в различных режимах, снижая риски ошибок и обеспечивая виртуальную отладку управленческих решений без вмешательства в реальный процесс. Такое моделирование особенно эффективно при планировании модернизации или продления срока эксплуатации блоков.

ИИ также может способствовать снижению объёмов образования отработавшего топлива за счёт более полного выгорания и точного прогнозирования загрузки. Это дополнительно сокращает затраты на обращение с радиоактивными отходами и способствует экологической безопасности АЭС.

Комплексное применение ИИ в топливном цикле АЭС способствует цифровой трансформации отрасли. Экономический эффект проявляется в сокращении затрат, увеличении межремонтного пробега, повышении надёжности и устойчивости всей топливной логистической цепочки. Интеллектуальные инструменты становятся неотъемлемой частью современного управленческого подхода в атомной энергетике.

Дополнительно ИИ способствует построению устойчивых моделей взаимодействия поставщиков, операторов и регуляторов в рамках топливного цикла. На основе анализа производственных, логистических и ценовых данных формируются цифровые модели, позволяющие повысить прозрачность процессов, снизить зависимость от внешних факторов и повысить адаптивность цепочки поставок топлива.

Литература

1. DOE Office of Nuclear Energy. New AI Tools Could Save Constellation Reactor Fleet Millions. <https://www.energy.gov/ne/articles/new-ai-tools-could-save-constellation-reactor-fleet-millions> (дата обращения: 20.11.2025).
2. Ponciroli R. et al. AI Systems 'Show Promise' in Streamlining Nuclear Plant Operations and Maintenance. Argonne National Laboratory / NucNet, 06.10.2022.
3. World Nuclear Association. Nuclear Fuel Cycle Overview. <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/nuclear-fuel-cycle-overview.aspx> (дата обращения: 20.11.2025).

**«КАРТА ДОБРЫХ ДЕЛ»: ЦИФРОВОЙ ИНСТРУМЕНТ
ПОДДЕРЖКИ НКО В ГОРОДАХ ПРИСУТСТВИЯ
РОСАТОМА**

*Брусницына Л.Н., Перетягин Д.Е., Бушуев И.С., Кунавин Е.А.
УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный*

В условиях ограниченных информационных ресурсов малых городов некоммерческие организации (НКО) сталкиваются с проблемой низкой видимости и недостатка волонтерской поддержки. В рамках реализации социальной ответственности Госкорпорации «Росатом» разработано веб-приложение «Карта добрых дел» — цифровой инструмент, направленный на повышение прозрачности и доступности социальной активности на территориях присутствия предприятий атомной отрасли.

Целью проекта стало создание интуитивно понятной цифровой карты, где любой пользователь — даже житель небольшого города — сможет:

«Узнать, кому нужна помощь рядом со мной» — за 2 клика.

Проект решает задачи:

- повышения видимости НКО,
- упрощения доступа к контактам и описаниям,
- вовлечения новых волонтеров и партнёров,
- формирования единого информационного пространства в городах присутствия Росатома.

Цифровая карта реализована на фреймворке Django с использованием API Яндекс.Карт. Основные функции платформы включают:

- интерактивную карту с геометками НКО;
- фильтрацию организаций по категориям (социальные, экологические, культурные, образовательные и др.) и городам;
- систему модерации для добавления новых организаций;
- личные кабинеты пользователей с возможностью управления анкетами НКО.

Система позволяет пользователям добавлять новые организации после модерации.

На текущий момент в системе объединена информация о НКО в нескольких городах присутствия Росатома. Пользователи могут легко находить подходящие инициативы, связываться с организаторами и участвовать в добровольческой деятельности.

Проект «Карта добрых дел» способствует развитию культуры добровольчества в цифровой среде, укреплению социальных связей в городах присутствия Росатома и повышению прозрачности социальных инициатив.

Литература

1. Полуэктова, Н. Р. Разработка веб-приложений: учебник для СПО / Н. Р. Полуэктова. — 2-е изд. — М. : Юрайт, 2025. — 204 с.

2. Чернышев, С. А. Основы программирования на Python: учебник для СПО / С. А. Чернышев. — 2-е изд., перераб. и доп. — М. : Юрайт, 2025. — 349 с.

ИМИТАЦИОННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КАК ИНСТРУМЕНТ ЦИФРОВИЗАЦИИ И УПРАВЛЕНИЯ КАЧЕСТВОМ НА УРАНОДОБЫВАЮЩИХ ПРЕДПРИЯТИЯХ: ОБЗОР ПРАКТИЧЕСКИХ ПРИМЕРОВ

*Павлова Н.В., Силенко А.Н.
НИЯУ МИФИ, г. Заречный*

Цифровая трансформация уранодобывающей отрасли является стратегическим ответом на современные вызовы: истощение месторождений, ужесточение экологических стандартов и требования экономической эффективности. Имитационное моделирование служит важным инструментом этой трансформации, создавая цифровые двойники технологических процессов для предиктивного управления.

На этапе проектирования цифровизация позволяет выбрать оптимальную конфигурацию горных работ. На месторождении LK (Синьцзян, Китай) была предложена инновационная схема «горизонтальная нагнетательная скважина – вертикальная откачная скважина». С помощью модели сопряжения «скважина-пласт» coupled flow model и метода отслеживания частиц

(MODPATH) исследована зависимость зоны выщелачивания и зон, которые раствор не покрывает («мертвых зон») от параметров системы. Моделирование позволило в виртуальной среде решить важную задачу: спрогнозировать распределение выщелачивающего раствора и выявить «мертвые зоны». Без применения модели эти «мертвые зоны» были бы обнаружены лишь в процессе промышленной эксплуатации [1].

В процессе добычи имитационные модели обеспечивают оперативный контроль качества технологического процесса. Примером успешной цифровизации процесса ПСВ служит трехмерная модель месторождения Буденовское (Казахстан), которая учитывает сложную кинетику растворения 4 и 6 валентного урана. Модель описывает полный цикл: нагнетание серной кислоты, растворение оксидов урана, транспорт раствора и откачку продуктивной жидкости. Верифицированные константы скорости реакций позволили с высокой точностью прогнозировать динамику извлечения урана во времени и управлять концентрацией реагента для максимизации выхода продукта [2].

После завершения добычи цифровизация обеспечивает безопасное управление объектами наследия. Исследование хвостохранилища Le Cellier (Франция) демонстрирует применение двумерной двухжидкостной модели в HYDRUS-2D. Верифицированная модель позволяет осуществлять управление качеством воды через прогнозирование объемов дренажного стока и его химического состава до 2100 года. Результаты подтвердили соответствие качества очистки установленным стандартам для событий с периодом повторяемости менее 200 лет [3].

Как демонстрируют рассмотренные примеры, от проектирования систем скважинного выщелачивания до управления объектами хвостохранилищ, внедрение цифровых моделей позволяет повысить экономическую эффективность и обеспечить устойчивое развитие отрасли через минимизацию экологических рисков.

Литература

1. i Z., Su X., Jiao Y., Zhang Y., Qiu Y., Hu X., A New Comprehensive Model to Simulate and Optimize Fluid Flow in

Complex Well-Formation System for In Situ Leaching Uranium // Energy Science & Engineering. 2025. <https://doi.org/10.1002/ese3.2044>

2. Калтаев А., Құрмансейіт М.Б., Тунгатарова М.С. Моделирование и исследование процесса выщелачивания урана // Вестник Казахско-Британского технического университета. 2025. Т. 22, № 3. — С. 186–198. DOI: 10.55452/1998-6688-2025-22-3-186-198.

3. L'Hermite P., Jost A., Plagnes V., Wang Y., Blanc-Potard I., Regnier D., Descostes M. Modeling present and future flows in a tailings pile at the former Le Cellier uranium mine (France) // Journal of Hydrology: Regional Studies. 2024. Vol. 56. Article 101984. DOI: 10.1016/j.ejrh.2024.101984.

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ РЫНКА РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКИХ ЛЕКАРСТВЕННЫХ ПРЕПАРАТОВ РФ И МЕСТО НА НЁМ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

*Алексеева Д.В., Осипов В.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Современное состояние рынка радиофармацевтических лекарственных препаратов (РФЛП) в России характеризуется активным развитием, расширением номенклатуры отечественных продуктов и стремлением к импортозамещению. По данным на июнь 2024 года, в России зарегистрировано 60 радиофармацевтических препаратов, причём 95% из них – отечественные разработки. Ключевую роль в этом процессе играет Госкорпорация «Росатом», которая занимает лидирующие позиции в производстве изотопной продукции и активно развивает полный цикл создания РФЛП – от наработки изотопов до выпуска готовых препаратов.

Рынок РФЛП в России демонстрирует устойчивый рост. По оценкам, к 2030 году его объём может увеличиться вдвое, достигнув 25 млрд. рублей в год. Основными направлениями применения РФЛП являются онкология, кардиология и неврология. Радиофармпрепараты используются как для

диагностики (например, с помощью ОФЭКТ и ПЭТ/КТ), так и для терапии тяжёлых заболеваний, включая неоперабельные опухоли и метастазы [1].

Среди перспективных разработок – препараты на основе актиния-225, радия-223 и лютеция-177, которые демонстрируют высокую эффективность в таргетной терапии. В 2024 году в России начали применять синтезированный отечественными специалистами препарат ^{177}Lu -DOTATATE для лечения нейроэндокринных опухолей.

Однако рынок сталкивается с рядом вызовов:

1. Недостаток производственных мощностей для готовых препаратов. Несмотря на то что «Росатом» закрывает потребности в традиционных РФЛП (йод-131, самарий-153, генераторы технеция-99m), для инновационных препаратов требуются дополнительные производственные линии, соответствующие стандартам GMP.

2. Необходимость развития инфраструктуры. Требуется обновление парка гамма-камер и оснащение медицинских учреждений высокоточным диагностическим оборудованием.

3. Кадровый дефицит. Отсутствуют достаточные квалифицированные специалисты в области ядерной медицины, особенно в регионах.

4. Регуляторные сложности. Система регистрации РФЛП и клинические исследования требуют дальнейшего совершенствования [2].

«Росатом» является ключевым игроком на российском рынке РФЛП. Корпорация обладает мощной научно-технической базой и широкой сетью производственных площадок, что позволяет получать практически любой медицинский изотоп в промышленных масштабах.

Основные достижения и проекты «Росатома»:

1. Производство изотопов. «Росатом» поставляет изотопную продукцию в более чем 50 стран, включая страны БРИКС, Европы и Латинской Америки. Корпорация входит в топ-5 мировых поставщиков радионуклидов, таких как молибден-99, технеций-99m, йод-131, актиний-225, радий-223 и лютеций-177.

2. Строительство завода в Обнинске. В Калужской области ведётся строительство завода по выпуску РФЛП, который будет

производить около 20 разновидностей препаратов, включая продукты на основе йода-131, самария-153, технеция-99m, а также перспективные РФЛП на основе лютеция-177, актиния-225 и радия-223. Запуск предприятия запланирован на 2025 год, а первая опытная партия препаратов может быть произведена в конце 2026 года [3].

3. Сотрудничество с медицинскими учреждениями. Радиофармацевтическая продукция «Росатома» поставляется более чем в 200 клиник в России и странах ЕАЭС.

4. Исследования и разработки. Корпорация совместно с ФМБА России ведёт разработку инновационных РФЛП, включая таргетные препараты на основе пептидов и радиосенсибилизаторов.

Перспективы:

- расширение номенклатуры производимых РФЛП, включая препараты для лечения нейроэндокринных опухолей, рака предстательной железы, миелоидных заболеваний и других нозологий;

- развитие мобильных технологий, таких как генераторы технеция-99m, которые позволяют синтезировать РФЛП непосредственно в клиниках;

- повышение доступности диагностики и лечения с применением РФЛП, включая раннее выявление заболеваний и таргетную терапию в регионах.

Таким образом, «Росатом» играет центральную роль в развитии рынка РФЛП в России, обеспечивая импортозамещение, расширяя производственные мощности и внедряя инновационные технологии. Однако для дальнейшего роста отрасли необходимы решения в области инфраструктуры, кадрового обеспечения и регуляторных механизмов.

Литература

1. Радиоактивность, которая лечит. Как Россия обеспечивает себя радиофармацевтическими препаратами // Коммерсантъ [Электронный ресурс] URL: <https://www.kommersant.ru/doc/6209922> (дата обращения: 29.11.2025).

2. К 2030 году российский рынок радиофармпрепаратов может вырасти в два раза // Страна Росатом [Электронный

ресурс] URL: <https://strana-rosatom.ru/2022/04/07/k-2030-godu-rossijskij-gynok-radiofarmpr/> (дата обращения: 29.11.2025).

3. Более 2,5 млн раз в год врачи используют изотопы «Росатома» // РБК Тренды [Электронный ресурс] URL: <https://trends.rbc.ru/trends/innovation/cmrm/688cbb709a7947bf461eb726> (дата обращения: 29.11.2025).

МЕСТО НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС В ИНВЕСТИЦИОННОЙ ПРОГРАММЕ КОНЦЕРНА «РОСЭНЕРГОАТОМ»

*Жирякова В.И., Осипов В.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Инвестиционная деятельность Концерна «Росэнергоатом» в форме капитальных вложений направлена на реализацию государственной программы Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса», утвержденной постановлением Правительства РФ от 02.06.2014 №506-12 (ред. от 07.03.2025) [1].

Для планомерного и максимально эффективного решения поставленных задач Концерн разрабатывает инвестиционные программы разной длительности: на долгий срок, на три года и на один год.

Финансируется инвестиционная деятельность АО «Концерн Росэнергоатом» из трёх источников:

- собственные средства компании;
- имущественный взнос от Госкорпорации «Росатом»;
- при необходимости — заёмные кредитные средства.

Основные направления, на которые выделяются деньги в рамках инвестиционной программы:

1. Строительство новых энергоблоков АЭС – вложения в возведение атомных энергоблоков.

2. Работа с действующими энергоблоками:

- продление срока службы энергоблоков I и II поколений;
- поддержание надёжной и безопасной эксплуатации уже работающих энергоблоков.

3. Объекты по обращению с облученным ядерным топливом и радиоактивными отходами – инвестиции в инфраструктуру и технологии для работы с ядерными материалами и отходами.

3. Другие проекты и мероприятия:

- консервация различных объектов;
- научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы (НИОКР). [2].

До 31.12.2025 сведения о ходе реализации и об оценке эффективности государственной программы «Развитие атомного энергопромышленного комплекса» не публикуются (Постановление Правительства РФ от 29.04.2025 №575).

Нововоронежская АЭС играет важнейшую роль в обеспечении энергетической безопасности региона и реализации программ технологической модернизации.

В настоящее время в эксплуатации находятся два энергоблока:

Блок № 4 (реактор ВВЭР-440):

- установленная мощность – 417 МВт;
- после капитального ремонта и модернизации выведен на 100% мощности 10.01.2019;
- продлённый срок эксплуатации – до 2032 года.

Блок № 5 (реактор ВВЭР-1000):

- установленная мощность – 1000 МВт;
- в 2010–2011 гг. проведена масштабная модернизация по продлению ресурса;
- в июне 2017 г. мощность турбоагрегата увеличена на +15 МВт;
- продлённый срок эксплуатации — до 2036 года.

Суммарная установленная мощность двух блоков 1417 МВт.

Нововоронежская АЭС обеспечивает до 90% выработки электроэнергии Воронежской области и покрывает около 50% тепловой нагрузки города Нововоронеж.

Планы по развитию.

В рамках замещения «советских» блоков ведётся подготовка к строительству энергоблока № 8:

- планируемая мощность – около 1,2 ГВт;
- завершение строительно-монтажных работ – 2036 год;
- выдача первой электроэнергии – 2037 год.

После ввода в эксплуатацию блока № 8 планируется остановка блоков № 4 и № 5 к 2040 году. [2].

В текущую инвестиционную программу Нововоронежской АЭС входят следующие направления:

1) строительство автодороги 4 категории с придорожной инфраструктурой между промплощадками Нововоронежской АЭС;

2) работы по предпроектной стадии проекта «Строительство вентиляторных градирен для совместной работы с башенными испарительными градирнями энергоблоков;

3) модернизация Нововоронежской АЭС с целью обеспечения безопасной и устойчивой работы действующих энергоблоков;

4) научно-исследовательские, опытно-конструкторские и технологические работы [3].

Литература

1. Об утверждении государственной программы Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса». Постановление Правительства РФ от 02.06.2014 №506-12 (ред. от 07.03.2025) / Информационно-справочная система «КонсультантПлюс».

2. Официальный сайт Концерна «Росэнергоатом» [Электронный ресурс] / URL: <https://www.rosenergoatom.ru/partners/finansovoe-sostoyanie-i-rezultaty-deyatelnosti/investitsionnaya-deyatelnost/> (дата обращения: 29.11.2025).

3. Официальный сайт «Нововоронежской АЭС» [Электронный ресурс] / URL: <http://docaes.nvnpp1.rosenergoatom.ru/> (дата обращения 29.11.2025).

СТАНДАРТИЗАЦИЯ ДАННЫХ - ВЫЗОВ ПРИ СЛИЯНИИ ДВУХ ПРЕДПРИЯТИЙ

Сакова Я.Ю.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Слияние предприятий в современных условиях, особенно под влиянием санкционного давления и ускоренной цифровизации, требует не только финансово-юридической интеграции, но и

гармонизации данных. Ключевой барьером на этом пути становится несовместимость информационных систем и метод учёта сырья и материалов, что напрямую снижает операционную эффективность совместной работы. В данном исследовании на примере фармацевтического холдинга «НИЖФАРМ» рассматривается задача стандартизации данных при объединении двух производственных площадок – АО «Нижфарм» (Нижний Новгород) и ООО «Хемофарм» (Обнинск), ранее входивших в международную группу компаний STADA [1].

После объединения компании столкнулись с рядом технологических и информационных задач. Новое оборудование не соответствовало шаблонам данных в старой системе управления, а различия в классификации компонентов, методах контроля качества и учетных практиках затрудняли формирование единого управленческого контура. Внедрение единой системы 1C:ERP выявило новые сложности: программа не позволяла учитывать одинаковые материалы под разными идентификационными материалами [2], а формируемые отчеты были перегружены данными и требовали дополнительных действий для более детального и точного анализа.

Для преодоления возникших вызовов были предложены несколько мер, одно из которых направлено на полную реструктуризацию номенклатуры. Этот подход позволяет пересмотреть политику учета и потребления вспомогательных компонентов, в частности, даёт возможность создать новые, единые и интуитивно понятные виды материалов, что повысит прозрачность и скорость закупки – потребляемое на обеих производственных площадках сырьё можно закупать в большем объеме и по более выгодной цене.

Помимо этого, для обеспечения точности анализа данных и формирования полной картины состояния двух заводов было предложено настроить фильтрацию данных при помощи «ключей» – индивидуальных кодов производственных площадок. Данное решение сформирует новый вектор оценки показателей эффективности, что позволит не только сравнивать состояние предприятий, но и принимать быстрые и правильные шаги для преодоления различных вызовов.

Выявленные в ходе исследования проблемы – это не просто операционные трудности, а возможность пересмотреть и оптимизировать бизнес-процессы, выведя их на новый уровень эффективности с сохранением высокого уровня соответствия стандартам качества. Внедрение общей системы в совокупности со стандартизацией данных позволяет создать более гибкую и устойчивую модель управления холдингом [2]. Полученные выводы и рекомендации могут быть применены другим российским промышленным предприятиям, находящимся в процессе слияния или консолидации активов.

Литература

1. Germany's Stada has spun off Russian business – newspaper [Электронный ресурс]. URL: <https://www.reuters.com/business/healthcare-pharmaceuticals/germanys-stada-has-spun-off-russian-business-newspaper-2023-12-23/> (дата обращения 28.11.2025)

2. 1С: Управление холдингом: полное руководство по автоматизации управления корпоративными структурами [Электронный ресурс]. URL: <https://mrcheck.ru/blog/detail/1s-upravlenie-kholdingom-polnoe-rukovodstvo-po-avtomatizatsii-upravleniya-korporativnymi-strukturami/> (дата обращения 30.11.2025)

СЕКЦИЯ VIII
МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ

**АНАЛИЗ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ ЛОПАТОК ДЛЯ
УЛУЧШЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ
ХАРАКТЕРИСТИК ПАРОВЫХ ТУРБИН**

Будылкин К.А., Попов М. А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Повышение надёжности паротурбины является актуальной задачей, поскольку при этом повышается безопасность установки, улучшаются экономические аспекты.

Лопатки турбин – ключевые элементы паровых турбин. Они являются главным компонентом преобразования внутренней энергии пара в энергию вращения ротора. Наиболее подверженными разрушению являются лопатки ротора последней ступени (ЛРПС) цилиндра низкого давления паровой турбины (ЦНДПТ). Дефекты, возникающие в микроструктуре материала в процессе изготовления и термообработки лопаток, способны при длительной работе разрастаться в результате коррозионно-эрозионного воздействия, коррозионной усталости, действия высоких температур [1]. Согласно данным EPRI, до 73% аварийных остановок паровых турбин связано с поломками лопаток, вызванных воздействием данных факторов [2]

Рассматривается применение различных материалов в качестве материалов рабочих лопаток: нержавеющей мартенситных сталей, титановых сплавов, наплавов [3], причём каждый вариант имеет свои преимущества и недостатки, определяющие эффективность его использования в качестве материала лопаток паровых турбин.

Для оценки перспективности применения различных материалов для изготовления лопаток паровых турбин рассматривается набор материалов и оцениваются их прочностные свойства, скорости коррозионно-эрозионного износа путём проведения сопряжённого расчёта в модулях CFX и Static Structural программного комплекса Ansys. В перспективе

планируется учёт влияния различных процессов термообработки на данные характеристики материалов.

Литература

1. Gao J., Tang Z., Guo B. Study of cracks in the last-stage rotor blade of a steam turbine and the corrosion fatigue properties of its materials // *Heliyon*, Vol. 10, 2024.

2. Ворначева И. В. Условия работы, износ и повреждаемость лопаток паровых турбин // Сборник научных статей 13-й Международной молодежной научной конференции «Поколение будущего: Взгляд молодых учёных-2024». В 4-х томах. Курск, 2024.

3. Шерфединов Р. Б., Ищенко М.Г., Сластён Л.А. и др. Разработка рабочих лопаток из титанового сплава для последних ступеней цилиндра низкого давления мощных паровых турбин // Вестник национального технического университета «ХПИ». Серия «Энергетические и теплотехнические процессы и оборудование», №1, 2019.

РЕАКТОР НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ – БУДУЩЕЕ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

*Березников С.А., Бритвин Н.И.
УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный*

Развитие атомной энергетики является стратегическим направлением для обеспечения энергетической безопасности России. Ключевым технологическим решением для достижения цели в 25% доли атомной генерации к 2045 году являются реакторы на быстрых нейтронах (РБН), позволяющие реализовать замкнутый ядерный топливный цикл [5].

Основное преимущество РБН — возможность трансмутации ядерных отходов. В традиционных реакторах используется лишь около 3% энергетического потенциала урана, тогда как РБН позволяют вовлекать в топливный цикл изотоп U-238, увеличивая эффективность использования ядерного топлива в 60-70 раз [3]. Это особенно актуально в свете накопления значительных объемов отработанного ядерного топлива.

Россия обладает уникальным опытом эксплуатации РБН. На Белоярской АЭС успешно работают энергоблоки с реакторами БН-600 и БН-800, а к 2035 году планируется ввод в эксплуатацию перспективного энергоблока БН-1200 [4]. Технические особенности этих установок включают:

- использование жидкометаллического теплоносителя (натрия);
- отсутствие высокого давления в первом контуре;
- повышенные параметры безопасности.

Анализ современных разработок показывает направления совершенствования РБН [1, 2]: повышение коэффициента воспроизводства ядерного топлива; улучшение теплофизических характеристик активной зоны; разработка новых конструкционных материалов.

Важным аспектом развития технологии РБН является подготовка квалифицированных кадров. Внедрение образовательных программ, ориентированных на изучение физики быстрых реакторов, становится необходимым условием для успешной реализации проектов по созданию перспективных энергоблоков.

Перспективы развития РБН в России связаны с созданием энергоблока БН-1200, разработкой технологий замыкания ядерного топливного цикла и внедрением цифровых технологий в системы управления.

Таким образом, реакторы на быстрых нейтронах представляют собой стратегически важное направление развития атомной энергетики России, позволяющее решить проблему ресурсообеспечения и уменьшить объемы радиоактивных отходов.

Литература

1. Болдырев А.М., Ляпин Е.П., Селезнев Е.Ф. Поиск перспективных конструктивных решений в реакторах на быстрых нейтронах // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2024. №3. С. 114-127.
2. Кондратюк М.И. Ядерные реакторы на быстрых нейтронах // Моя профессиональная карьера. 2021. №20. С. 145-147.

3. Программа инновационного развития и технологической модернизации Госкорпорации «Росатом» на период до 2030 года (в гражданской части) в редакции 2020 года // [Электронный ресурс]: Официальный сайт «Росатома». – Режим доступа: <https://clck.ru/3Eyr9d>, свободный. (дата обращения: 03.11.20245).

4. Ташлыков О.Л., Филин И.А. Сооружение головного энергоблока с реакторной установкой БН-1200 на Белоярской АЭС // Тезисы докладов научно-технической конференции по ядерным технологиям для молодых ученых, специалистов, студентов и аспирантов, Екатеринбург, 12–16 сентября 2022 года. – Москва: Издательство «Перо». – С. 10-11.

5. Встреча Владимира Путина с главой госкорпорации «Росатом» Алексеем Лихачёвым 15 октября 2024 года // [Электронный ресурс]. URL: <http://www.kremlin.ru/events/president/news/75322> (дата обращения: 05.11.25).

ОБЗОР ВОЗМОЖНОСТЕЙ НАРАБОТКИ ИЗОТОПА ПЛУТОНИЯ-238 В РЕАКТОРАХ РАЗНЫХ ТИПОВ

*Турицына И.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Изотоп плутония ^{238}Pu обладает рядом специфических свойств, которые делают его ценным источником тепловой и электрической энергии пригодным для использования в радиоизотопных термоэлектрических генераторах (РИТЭГах) и в кардиостимуляторах. Изотоп ^{238}Pu является мощным тепловым источником (570 Вт/кг) с достаточно длительным периодом полураспада (87,7 лет), поэтому использование ^{238}Pu в качестве источника тепловой энергии в РИТЭГ делает возможным стабильное и продолжительное энергообеспечение космических аппаратов [1]. Плутоний становится пригодным для радиоизотопных термоэлектрических генераторов только при соблюдении следующих двух требований к его изотопному составу: доля ^{238}Pu должна быть выше 80%, а доля ^{236}Pu – ниже 2 ppm [2].

Годовая потребность России, а также других стран, развивающих космическую отрасль, в изотопе ^{238}Pu превышает имеющуюся возможность его наработки, поэтому проблема в данный момент актуальна.

Большинство востребованных в хозяйстве и промышленности изотопов нарабатывается в тепловых реакторах. На данный момент существует и активно используется наработка искусственных изотопов на энергетических реакторах РБМК. Его непосредственным преимуществом можно назвать возможность перегружать облучательные устройства «на ходу» во время кампании [3]. Однако перспектива наработки сильно ограничена временем, так как ресурс реакторов данного типа заканчивается.

Предлагается нарабатывать изотоп ^{238}Pu в других видах реакторов. Например, в легководном реакторе типа ВВЭР. В центре ОУ располагается стандартная ТВС реактора ВВЭР-1000, в которой диоксид обогащенного урана заменен на двуокись нептуния NpO_2 . Именно нептуний является наиболее подходящим стартовым материалом для наработки ^{238}Pu . Предпочтительный спектр (область резонансов ^{237}Np) формируется путем размещения вокруг ТВС с ^{237}Np ТВС с замедлителем, в виде ^{208}Pb , который позволяет повысить плотность потока нейтронов в мишенном материале. Отсутствие замедлителя вокруг Np -мишени приводит к наработке плутония с очень большой долей нежелательного изотопа ^{236}Pu (превышение допустимой величины в 60 раз) [4].

В качестве потенциальной альтернативы тепловому легководному реактору ВВЭР-1000 оценена возможность наработки плутония, пригодного для РИТЭГ, в быстром реакторе БРЕСТ-1200 со свинцовым теплоносителем [1]. При использовании NpO_2 в качестве стартового материала требуемый изотопный состав плутония был получен только при окружении центральной ТВС двумя слоями (18 ТВС) свинцовых сборок и при достаточно просторной решетке NpO_2 -ТВЭЛОВ. Темп наработки такого плутония оказывается на уровне 1,2–1,3 кг/год, что заметно ниже аналогичных значений, достижимых в реакторе ВВЭР-1000.

Литература

1. Куликов Г.Г., Шмелёв А.Н., Глебов В.Б., Апсэ В.А., Куликов Е.Г. Нейтронно-физические основы масштабной наработки ^{238}Pu для автономных источников энергии. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 2. – С. 162-168.
2. Использование Am-фракции младших актинидов для наработки плутония, пригодного для радиоизотопных термоэлектрических генераторов / А. Н. Шмелев, Н. И. Гераскин, В. А. Апсэ [и др.] // Ядерная физика и инжиниринг. – 2024. – Т. 15, № 1. – С. 5-8.
3. Шагинян, Р. А. Особенности наработки изотопов в быстрых реакторах / Р. А. Шагинян, Л. В. Коробейникова // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2023. – № 3. – С. 86-93.
4. Шмелёв А.Н., Гераскин Н.И., Апсэ В.А., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Глебов В.Б. Оценка возможности крупномасштабной наработки ^{238}Pu в энергетическом реакторе типа ВВЭР-1000. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 3. – С. 118-126.

АНАЛИЗ ТЕОРИЙ И МЕХАНИЗМОВ ГЕНЕРАЦИИ И УСКОРЕНИЯ КОСМИЧЕСКИХ ЛУЧЕЙ СВЕРХВЫСОКИХ ЭНЕРГИЙ

Жирнова В.Н.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Космические лучи сверхвысоких энергий (КЛСВЭ, ($E > 10^{18}\text{эВ}$)) являются уникальным природным явлением, изучение которого будет полезно для исследования экстремальных астрофизических процессов. Фундаментальная проблема происхождения КЛСВЭ формулируется через предел Грейзена-Зацепина-Кузьмина (GZK), который устанавливает горизонт распространения протонов из-за фото-пионного взаимодействия с реликтовым излучением. Отсюда следует, что существование частиц за порогом GZK требует существования в локальной Вселенной (на расстоянии меньше 1,3 млрд световых лет)

источников, способных достигать гигантских энергий, которые позволят лучам, преодолевая потери в межгалактической среде, сохранять большую часть своей энергии. Максимальная энергия, до которой может быть ускорена заряженная частица в магнито-гидродинамическом приближении, определяется критерием Хилласа. Наиболее разработанным и общепринятым механизмом является диффузиальное ускорение на фронтах ударных волн или ускорение Ферми I рода. Экстраполяция данного механизма на более мощные ударные волны в релятивистских джетах АЯГ или в гигантских остатках сверхновых в звездообразующих галактиках является наиболее правдоподобным объяснением генерации КЛСВЭ. Несмотря на успехи, механизм Ферми I порядка сталкивается с проблемой инжекции. При этом неясно, какой механизм заставляет частицы изначально иметь энергии, достаточно высокие для этого. В связи с этим, не могут быть исключены альтернативные методы, такие как:

Электродинамическое ускорение: механизм может быть чрезвычайно эффективным, но требует специфических условий.

Космологические механизмы: модели распада или аннигиляции сверхмассивных реликтовых частиц могут рассматриваться со строгими ограничениями.

Наблюдательные данные все более уверенно указывают на внегалактическое происхождение КЛСВЭ. Таким образом механизм ускорения Ферми I порядка остается основной рабочей гипотезой, однако, вероятно, требует модификаций для объяснения полного набора данных. Окончательное решение проблемы генерации КЛСВЭ лежит в области многоканальной астрономии. Только совместный анализ данных по КЛСВЭ, гамма-квантам и нейтрину сверхвысоких энергий от установок следующего поколения позволит однозначно идентифицировать тип источника и доминирующий физический механизм, что откроет новую эру в астрофизике высоких энергий.

Литература

1. А. А. Иванов, “Поиск внегалактических источников космических лучей сверхвысоких энергий”, Письма в ЖЭТФ, 87:4 (2008), 215–219; JETP Letters, 87:4 (2008), 185–189

2. Панасюк М.И., Мирошниченко Л. И. "Ускорение частиц в космосе: универсальный механизм?" УФН 192 413–442 (2022)

3. Деришев Е. В, Кочаровский В. В, Кочаровский В. В. "Космические ускорители для частиц сверхвысоких энергий" УФН 177 323–330 (2007)

ПОТЕНЦИАЛ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТОРИЯ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Плюснин В.В.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Современная ядерная энергетика сталкивается с фундаментальным ограничением ресурсной базы, связанной с исчерпанием доступного для добычи ^{235}U , доля которого в природном уране составляет лишь $\sim 0.7\%$. Именно она для открытого ядерного топливного цикла делает дальнейшее наращивание мощностей на базе реакторов на тепловых нейтронах, включая ВВЭР, невозможным, поскольку плутоний имеет плохие свойства в тепловом спектре нейтронов [1]. Без расширения ресурсных баз, простое увеличение объёмов добычи не решит проблему.

Стратегией развития ядерной энергетики Госкорпорации «Росатом» (утверждена Президиумом НТС в 2018 г.), критически важным направлением является адаптация существующих технологий, в частности ВВЭР, для использования альтернативных топливных ресурсов, таких как торий. Это природный радиоактивный элемент с потенциальной возможностью его применения в ядерном топливном цикле. Естественный торий состоит почти полностью из изотопа ^{232}Th . Он обладает значительным стратегическим потенциалом, являясь побочным продуктом при добыче и переработке редкоземельных металлов (РЗМ), запасы которого в РФ значительны [2]. Его вовлечение в топливный цикл позволит существенно расширить сырьевую базу ядерной энергетики и снизить зависимость от природного урана.

Ториевая ядерная программа активно развивалась в нескольких крупных государствах, таких как СССР, США, Китай

и Индия. В результате накоплен значительный объём знаний, охватывающий особенности применения тория практически для каждого типа реактора [3].

На текущие этапы разработки в области ториевой энергетики ограничены программами Индии и Китая. Индия поддерживает работу исследовательского реактора «Kamini». Китай фокусируется на двух технологических направлениях: стационарной энергетике на базе построенного жидко-солевого реактора «TMSR-LF1» введенного в эксплуатацию в 2023 году мощностью 2 МВт, а так же анонсированы планы по созданию демонстрационных и коммерческих энергоблоков (например, проект TMSR-LF2) и контейнеровоза с реактором на ториевом топливе (проектной мощностью 200 МВт). Независимо от этого в 1990-2000-е годы в Российской Федерации был разработан концептуальный проект модификации энергоблока с реактором ВВЭР-1000, обозначенный как «ВВЭР-Т» [4]. Ключевой принцип данного проекта заключался в интеграции тория в ядерный топливный цикл без внесения кардинальных изменений в конструкцию реакторной установки. Данный концепт не был использован из-за экономически выгодного в то время урана.

Следует отметить, что ключевым фактором эффективного освоения ториевого топлива в Российской Федерации является адаптация существующего парка реакторов ВВЭР, а не создание новых специализированных систем. Такой эволюционный путь позволяет использовать отработанную технологическую базу и инфраструктуру, что значительно сокращает сроки и масштабы необходимых НИОКР по сравнению с разработкой реакторов принципиально новых типов. Это открывает возможность получить экономию природного урана в обозримой перспективе, минимизируя сопутствующие издержки и обеспечивая технологическую преемственность.

Литература

1. Алексеев, С. В. Торий в ядерной энергетике / С. В. Алексеев, В. А. Зайцев. – Москва : ИздАТ, 2014.
2. Ерилин, И. С. Потенциал тория как основы ядерного топлива / И. С. Ерилин // Инновационные технологии и стратегии развития промышленности : сборник статей Международной

научно-практической конференции. – Уфа : ОМЕГА САЙНС, 2017. – С. 33–38.

3. Алексеев, П. Н. Место и роль тория в ядерной энергетике / П. Н. Алексеев // Инноватика и экспертиза: научные труды. – 2016. – № 3(18). – С. 164-174. – EDN YLIJN.

ПОПУЛЯРИЗАЦИЯ МАТЕМАТИКИ ЧЕРЕЗ СОЗДАНИЕ ТЕМАТИЧЕСКИХ КОМИКСОВ

*Абрамов В.Е., Губин Д.А., Мартюшев Д.В.
УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный*

В условиях цифровой трансформации образования актуальным является поиск инновационных методов обучения, способных повысить мотивацию и эффективность усвоения сложных дисциплин. Математика часто вызывает трудности у обучающихся СПО из-за высокой абстрактности. Одним из перспективных направлений модернизации образования является использование визуальных технологий, в частности, обучающих комиксов [1].

Психолого-педагогическое обоснование применения комиксов базируется на исследованиях Л.С. Выготского о важности учета возрастных особенностей и создания положительной эмоциональной атмосферы [2]. Принцип наглядности, подчеркиваемый Я.А. Коменским, также подтверждает целесообразность данного подхода [3].

Разработанные в рамках проекта комиксы охватывают ключевые темы курса математики СПО: основы стереометрии, тригонометрические функции и тождества. Каждый комикс представляет собой законченный сюжет, где математические понятия интегрированы в повествование. Герои-студенты наглядно демонстрируют применение знаний для решения практических задач (рис.1).

Важным дидактическим аспектом является использование юмора, который позволяет снизить страх перед ошибкой и создает благоприятный климат для обучения математике [4].

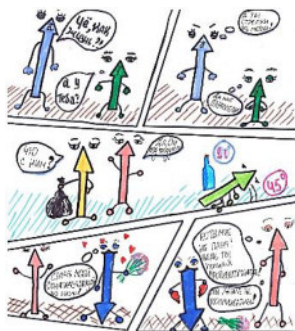


Рис. 1. Пример комикса

Апробация методики включала интеграцию комиксов в учебный процесс групп первого курса УрТК НИЯУ МИФИ в 2024-2025 учебном году. Комиксы использовались на различных этапах занятия: как мотивационное средство, иллюстративный материал и основа для самостоятельной работы. Результаты мониторинга показали рост интереса к дисциплине. Более 80% опрошенных студентов отметили, что комиксы помогли им лучше понять стереометрические построения и тригонометрические зависимости. Качественный анализ работ показал уменьшение количества типичных ошибок по соответствующим темам. Преподаватели отметили повышение активности и посещаемости.

Перспективы проекта связаны с расширением тематики комиксов, их адаптацией для разных уровней подготовки, а также созданием интерактивных цифровых версий, что соответствует тенденциям геймификации и визуализации образования.

Литература

1. Выготский Л. С. Избранные психологические исследования: Мышление и речь: Проблемы психологического исследования ребенка. – М.: МГУ, 2004. – 59 с.
2. Выготский Л. С. Педагогическая психология. – М.: Педагогика, 2008. – 480 с.
3. Коменский Я. А. Великая дидактика. – СПб: Симашко, 1875. – 282 с.

4. Потапова Н. В. Стратегии и тактики формирования иноязычных лексических навыков у студентов среднего профессионального образования / Н. В. Потапова, Н. Н. Сергеева. – Текст: непосредственный // Вестник ПНИПУ. Проблемы языкознания и педагогики. – 2023. – № 3. – С. 133-144.

5. Сухомлинский В.А. Избранные педагогические произведения. – М.: Педагогика, 1981. – 640 с.

ПРАКТИКООРИЕНТИРОВАННЫЙ СБОРНИК ЗАДАЧ ПО МАТЕМАТИКЕ КАК ОСНОВА МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ В ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ОБЪЕКТАХ

*Бабилов В.В., Васильева А.А.
УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный*

В условиях цифровизации и технологического развития энергетической отрасли возрастают требования к подготовке специалистов, способных применять математические методы для решения практических задач, проводить необходимые расчеты. Особую актуальность приобретает разработка учебных материалов, обеспечивающих междисциплинарные связи и практикоориентированную направленность обучения [1]. В связи с этим целью нашей работы стала разработка и апробация специализированного сборника задач по математике для студентов специальности «Электрические станции, сети и системы».

Теоретической основой исследования послужили работы в области методики профессионального образования [2], где подчеркивается важность контекстного подхода к обучению. Практикоориентированные задания способствуют не только усвоению математических знаний, но и формированию профессиональных компетенций будущих энергетиков [3].

В процессе разработки сборника были реализованы следующие этапы: анализ профессиональных стандартов и содержания рабочих программ для определения ключевых математических компетенций энергетика; отбор и адаптация практических ситуаций из профессиональной деятельности;

разработка системы задач с постепенным усложнением; экспертная оценка содержания специалистами отрасли.

Сборник включает три основных блока задач: **электромеханические расчеты** – применение производной для анализа переходных процессов в электрических цепях, использование интегралов для расчета работы тока; **комплексный анализ цепей** – операции с комплексными числами для расчета параметров цепей переменного тока [4]; **оптимизационные задачи** – методы линейного программирования для оптимального распределения нагрузок в энергосистемах.

Особенностью сборника является его ориентированность на реальные производственные ситуации. Например, задачи по оптимизации включают расчет оптимальной загрузки трансформаторов с учетом суточных графиков потребления энергии. В разделе, посвященном статистике, представлены задачи по анализу данных мониторинга энергопотребления.

Апробация сборника проводилась в учебных группах первого и второго курсов УрТК НИЯУ МИФИ в 2024-2025 учебном году. Результаты мониторинга показали: повышение мотивации к изучению математики на 35%; улучшение успеваемости по профессиональным дисциплинам на 22%; рост количества студентов, выбирающих математические темы для курсовых проектов;

Перспективы развития проекта включают: создание электронной версии сборника с интерактивными элементами, разработку методического сопровождения для преподавателей, расширение тематики задач с учетом развития технологий.

Литература

1. Гулай Т.А., Полуянов И.А., Чеканов И.И. Применение теории вероятностей в электроэнергетике // Научное обозрение. Педагогические науки. – 2019. – № 4-3. – С. 45-48.
2. Шмидт, Н. М. Приложение комплексных чисел в электротехнике // Молодой ученый. – 2012. – № 2 (37). – С. 320-323.
3. Решебник по электротехнике: учебное пособие / Н.А. Макенова, Т.Е. Хохлова, Томской политехнический

университет. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2015. – 165 с.

4. Вольман, В. И. Сборник задач по теоретическим основам электротехники: учеб. пособие для вузов / В. И. Вольман, И. И. Родионов, Г. И. Эскин. – Санкт-Петербург : Лань, 2011. – 464 с.

ЛИЧНЫЙ БРЕНД В АТОМНОЙ ОТРАСЛИ КАК СТРАТЕГИЧЕСКИЙ РЕСУРС ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО РАЗВИТИЯ НА ПРИМЕРЕ ДИРЕКТОРА БЕЛОЯРСКОЙ АЭС В.П. НЕВСКОГО

Залевская П.А.

УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный

В современной профессиональной среде личный бренд становится критически важным активом, особенно в высокотехнологичных отраслях, таких как атомная энергетика. Он представляет собой социальный капитал, основанный на репутации, экспертизе и достижениях специалиста, и напрямую влияет на его конкурентоспособность и карьерный рост [2].

Яркой иллюстрацией эффективного формирования личного бренда в атомной отрасли является деятельность первого директора Белоярской АЭС Владимира Петровича Невского (1963-1973 гг.). Несмотря на молодой возраст и первоначальный скепсис коллектива, ему удалось выстроить репутацию бескомпромиссного и эффективного лидера. Его подход сочетал инновационность в решении технологических задач, таких как продвижение быстрых реакторов, с комплексным развитием социальной инфраструктуры. Невский активно занимался строительством жилья, объектов культуры и образования в Заречном, создавая тем самым комфортные условия для жизни и работы своего персонала [1, 3].

Результатом многогранной деятельности Невского стало формирование устойчивого личного бренда, который сочетал в себе образ технического новатора, эффективного менеджера и социально ответственного лидера. Авторитет Невского укрепился настолько, что его мнение стало определяющим при

решении не только производственных, но и региональных социально-экономических вопросов.

Исторический опыт В.П. Невского демонстрирует, что успешный личный бренд в атомной отрасли формируется через синергию глубоких профессиональных знаний, развитых управленческих компетенций и активной социальной позиции. Этот пример сохраняет свою актуальность для современных специалистов атомной отрасли, показывая, что карьерный успех достигается не только через техническую экспертизу, но и через способность выстраивать комплексные стратегии профессионального позиционирования, сочетающие производственные достижения с социальной ответственностью и лидерскими качествами.

Проведенное исследование позволило сформулировать ключевые критерии формирования эффективного личного бренда в атомной промышленности. Сегодня успешный личный бренд основывается на восьми взаимосвязанных компонентах: профессиональная экспертиза, репутационная надежность, лидерский потенциал, коммуникативная компетентность, социальная ответственность, инновационность, цифровая видимость и сетевой капитал.

Особую значимость в контексте атомной отрасли приобретает соответствие принципам культуры безопасности и способность транслировать сложные технологические процессы в доступной форме.

Перспективы дальнейших исследований видятся в разработке системы оценки эффективности личного бренда и создании адаптивных моделей его формирования для различных профессиональных групп атомной промышленности. Практическая значимость работы заключается в возможности использования полученных результатов для программ развития персонала и корпоративных систем наставничества.

Литература

1. Крупский А., Бакирова Н. Время – это мы: книга к 50-летию Белоярской АЭС. – Екатеринбург: Сократ, 2014. – С. 16–21.
2. Мохова Ю.А. Личный бренд как инструмент личного и профессионального развития // Сборник трудов III

Международной научно-практической конференции. – Омск, 2022. – С. 21–23.

3. Сергиенко Л.К., Лобарева С.В. Заречный. История моего города. – Екатеринбург: ЗЕВС, 2005. – 236 с.

СТАЛЬНЫЕ РУКИ АТОМА: РАЗРАБОТКА И 3D-ПЕЧАТЬ ПРОТОТИПА МАНИПУЛЯТОРА ДЛЯ ОБСЛУЖИВАНИЯ АЭС

*Руппель Д. В., Андреева Н. Ю., Андреев И. С.
АНОО «Город Детства», г. Красногорск*

Развитие атомной энергетики сопровождается повышенными требованиями к безопасности и сокращению доли операций, выполняемых человеком в потенциально опасных зонах. Одним из ключевых направлений является применение роботизированных манипуляторов для дистанционного обслуживания оборудования, работы с радиоактивными материалами и проведения регламентных операций. В школьной среде такие задачи могут моделироваться с помощью доступных прототипов, созданных средствами аддитивных технологий и образовательной робототехники.

Цель проекта – разработка и 3D-печать прототипа роботизированного манипулятора, программируемого на базе платформы Arduino, как учебной модели «стальной руки» для обслуживания объектов атомной станции в лабораторных условиях. Объект исследования – роботизированная рука с несколькими степенями свободы, предмет исследования – влияние конструктивных решений и алгоритмов управления на точность, повторяемость и устойчивость выполнения типовых операций.

Конструкция манипулятора выполнена из 3D-печатных деталей (PLA-пластик), что снижает стоимость, упрощает доработку и позволяет быстро заменять узлы при модернизации. В проекте реализована модульность: предусмотрены сменные захваты и возможность установки датчиков, в перспективе – элементов технического зрения. Приводы реализованы на базе сервомашинки, управление осуществляется через контроллер

Arduino с возможностью перепрограммирования на языках C/C++ и Python.

Методика работы включает 3D-моделирование узлов, FDM-печать деталей, сборку и отладку механики, разработку и тестирование программ управления, а также серию экспериментов: имитация захвата и перемещения образцов, сортировка объектов по зонам, обслуживание условной «панели управления». Оцениваются грузоподъёмность, точность позиционирования, время цикла и устойчивость работы при многократных повторениях. Полученный прототип демонстрирует возможность создания функциональных учебных манипуляторов силами ученика 9 класса и показывает, как связка «3D-печать + Arduino» позволяет переходить от школьного эксперимента к инженерным моделям, тематически связанным с задачами дистанционного обслуживания АЭС.

Литература

1. Копосов Д.Г. Технология. Робототехника на платформе Arduino. 9 класс: учебник для общеобразовательных организаций. – М.: Просвещение, 2022. – 176 с.
2. Юревич Е.И. Основы робототехники: учебное пособие. – СПб.: Изд-во Политехн. ун-та Петра Великого, 2008. – Текст: электронный.
3. Мачульский И.И., Запятой В.П., Майоров Ю.П. Робототехнические системы и комплексы: учебное пособие для вузов / под ред. И.И. Мачульского. – М.: Изд-во МГТУ им. Н.Э. Баумана, 2002. – Текст: электронный.
4. Хомченко В.Г. Робототехнические системы: учебное пособие. – Омск: ОмГТУ, 2016. – 195 с. – Текст: электронный.

АНАЛИЗ ЗАПАСОВ ПРИРОДНОГО УРАНА В ПОТЕНЦИАЛЕ ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

*Лихачев А. И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

С повышением доли ядерной энергетики в общем объеме выработки электроэнергии и соответственно растущим потреблением ядерного топлива появляется необходимость развития сферы добычи урановой руды.

Лидерами по объемам добычи являются Казахстан, США, Канада и Намибия имея около 50% доли в мире по производству урана. В России Росатом (АО «Росатом Недра») владеет почти всеми урановыми залежами суммирующиеся в около 520 тыс. тонн запасов урана, что является 9% мировых запасов. Наиболее перспективными являются Эльконские месторождения, запасы которых в Росатоме имеют долю 69% (357 тыс. тонн). В данной группе месторождений планируется добыча 2000 т природного урана в год [1].

Большую часть рынка ВВЭР в России занимает ВВЭР-1000/1200, использующее обогащение около 4,26%. Перегрузки происходят каждые 1-1.5 года, затрагивая четверть-треть активной зоны. Полная заправка активной зоны требует 65-80 тонн урана, исходя из этого можно высчитать потребление природного урана ВВЭР.

Формулы для вычислений были взяты из издания Владимирова В. И. по решению практических задач [2].

Табл. 1. Обогащения

Обогащение топлива ВВЭР-1000	4,26%
Обогащение природного урана	0,711%
Обогащение обедненного урана	0,1%

Исходя из данных значений, высчитывается, что количество природного урана для получения 22 тонн 4,26% урана для ВВЭР-1000 должно быть примерно равно 150 тоннам. Это означает, что данная модель имеет показатель потребления природного урана 150 т/ГВт · год.

Результатом обогащения урана является не только обогащенное топливо, но и обедненный остаток. Исходя из вышесказанного расчета, в данном случае из 150 тонн природного урана остается 128 тонн обедненного урана. Данные отходы можно использовать в реакторах на быстрых нейтронах, которые, используя топливо с обедненным ураном, могут вырабатывать электроэнергию, а также производить топливо для реакторов на тепловых нейтронах. Среднее потребление обедненного урана у используемых моделей (при условии использования МОКС-топлива) составляет около 8т/ГВт · год.

В России добывается порядка 2,8 тыс. тонн природного урана с планированным увеличением до 5 тыс. тонн благодаря Эльконским месторождениям. Это дает возможность создания топлива для 33 энергоблоков ВВЭР-1000 и множеству реакторов на быстрых нейтронах для реализации закрытого ядерного топливного цикла.

Литература

1. Галактионов В.О. Планы освоения крупнейшего Эльконского урановорудного района // Материалы научно-практической конференции. URL: https://vims-geo.ru/media/documents/КНТС_2023_ВИМС_Галактионов.pdf (дата обращения 19.11.2025).

2. Владимиров В. И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. — 4-е изд., перераб. и доп. — М.: Энергоатомиздат, 1986.—304 с.: ил.

ТЕХНОЛОГИИ МОДУЛЬНОГО СТРОИТЕЛЬСТВА: ОСОБЕННОСТИ СОЗДАНИЯ И ВОЗМОЖНОСТИ ПРАКТИЧЕСКОГО ПРИМЕНЕНИЯ

Максимов Д.С.

УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный

Современная атомная энергетика требует повышения экономической эффективности и сокращения сроков ввода мощностей. Модульное строительство, предполагающее заводское изготовление компонентов с последующей сборкой на

площадке, является ключевым трендом, отвечающим этим вызовам [1, 2].

Анализ преимуществ модульного подхода позволяет выделить:

- сокращение сроков и стоимости проекта за счет параллельного выполнения работ;
- повышение качества и безопасности благодаря стандартизации процессов;
- гибкость и масштабируемость при использовании малых модульных реакторов (ММР);
- упрощение модернизации и вывода из эксплуатации.

Однако внедрение модульных технологий сопряжено с вызовами:

- высокие первоначальные затраты на НИОКР [1];
- необходимость адаптации нормативной базы;
- логистические сложности транспортировки крупногабаритных модулей.

В рамках проекта разработана 3D-модель модульной атомной станции, демонстрирующая компоновку ключевых элементов. Для популяризации знаний создан комплект профориентационных материалов для школьников, включающий викторину и интерактивную игру, что способствует ранней профессиональной ориентации.

Проведенный анализ подтверждает значительный потенциал модульного строительства для повышения эффективности атомной энергетики. Разработанные образовательные ресурсы вносят вклад в подготовку будущих специалистов для отрасли.

Литература

1. Полякова М.О. Большие перспективы малых реакторов: почему они так популярны // [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://strana-rosatom.ru/2019/05/02/bolshie-perspektivy-malyh-reaktorov>, свободный. (дата обращения: 05.10.25).

2. Солер, А.В., Бертеми М.Малые модульные реакторы: проблемы и перспективы// [Электронный ресурс]: Развитие и экономика ядерных технологий. – Режим доступа: https://www.rosatom.ru/upload/docs/Small_Modular_Reactors.pdf, свободный. (дата обращения: 01.11.25).

КРЕАТИВНАЯ МАТЕМАТИКА КАК СПОСОБ РАЗВИТИЯ КРИТИЧЕСКОГО МЫШЛЕНИЯ У БУДУЩИХ РАБОТНИКОВ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

*Воскресенский А.М.
УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный*

Современные вызовы в атомной отрасли требуют от специалистов не только фундаментальных знаний, но и развитого критического мышления, способности к нестандартным решениям и быстрой адаптации к меняющимся технологическим процессам. Особую актуальность приобретает поиск эффективных методов формирования этих качеств на этапе профессиональной подготовки, среди которых важное место занимает креативная математика.

Данный подход представляет собой синтез классического математического образования и творческого метода решения практических задач. В отличие от традиционного обучения, он предполагает использование головоломок, проектной деятельности и реальных кейсов из профессиональной практики, что способствует развитию как математических способностей, так и системного мышления, необходимого специалистам атомной отрасли.

Как справедливо отмечал Эрих Фромм, креативность – это «способность удивляться и познавать, находить решения в нестандартных ситуациях». В контексте атомной отрасли это качество становится особенно важным, поскольку специалистам постоянно приходится сталкиваться с уникальными задачами, где готовые решения часто отсутствуют, а цена ошибки исключительно высока.

Процесс творческого поиска, детально описанный Жюлем Анри Пуанкаре, демонстрирует универсальный механизм решения сложных задач, проходящий четыре стадии - постановка задачи, бессознательная работа над решением, момент озарения и завершающая проверка. Эта модель полностью соответствует реальным процессам, с которыми сталкиваются инженеры при проектировании и эксплуатации объектов атомной энергетики.

Практическая реализация креативного подхода в УрТК НИЯУ МИФИ демонстрирует положительные результаты. На занятиях по математике студенты активно вовлечены в проекты, которые непосредственно связаны с их будущей профессиональной деятельностью. Особого внимания заслуживает проект по моделированию систем безопасности атомных объектов, где студенты применяют методы математического анализа и теории вероятностей для решения практических задач. Такой подход позволяет не только освоить сложные математические концепции, но и развить понимание их практического применения в реальных производственных условиях.

Среди наиболее перспективных направлений можно выделить разработку мобильных приложений для оптимизации технологических маршрутов, создание моделей инфраструктуры с применением теории графов, анализ больших данных из различных источников информации.

Развитие креативного математического мышления создает прочную основу для подготовки специалистов, способных решать самые сложные задачи современной атомной энергетики. Это особенно важно в контексте реализации перспективных проектов, таких как создание реакторов нового поколения, разработка систем замкнутого ядерного топливного цикла и внедрение цифровых технологий на объектах атомной отрасли.

Литература

1. Трофимова Т. А. Математическая грамотность: пособие по развитию функциональной грамотности старшеклассников / Т. А. Трофимова, И. Е. Барсуков, А. А. Бурдакова и др. - Москва: Академия Минпросвещения России, 2021. – 68 с.
2. Хомич Н.В., Шульгина Н.А. Формирование креативного мышления на уроках математики // Педагогический поиск. – 2022. - №5. – С. 14-19.

НАПЕЧАТАННЫЙ СИМБИОЗ: 3D-КОНСТРУКЦИИ ФОТОБИОРЕАКТОРОВ ДЛЯ ВЫРАЩИВАНИЯ ХЛОРЕЛЛЫ В ИНТЕРЕСАХ АЭС

*Руппель Д. В., Андреева Н. Ю., Спиринов А. Д.
АНОО «Город Детства», г. Красногорск*

Развитие атомной энергетики усиливает запрос на экологически безопасные технологии работы с CO₂, сточными водами и твёрдыми отходами. Один из перспективных биологических инструментов — микроводоросль *Chlorella vulgaris*, способная интенсивно поглощать углекислый газ и сорбировать загрязняющие вещества, включая тяжёлые металлы. Для практического внедрения таких решений необходимы компактные управляемые фотобиореакторы, которые можно размещать вблизи технологических конуров АЭС и интегрировать в существующую инфраструктуру.

Цель проекта — разработка и апробация индивидуального настольного фотобиореактора с 3D-печатным корпусом для культивирования хлореллы, а также оценка возможностей его масштабирования до модульной установки в интересах атомной станции. Объект исследования — процесс роста хлореллы в закрытой системе, предмет — влияние конструктивных параметров фотобиореактора (геометрия, толщина стенок, конфигурация подсветки, аэрация) на устойчивость культуры и скорость накопления биомассы.

Методика включает 3D-моделирование корпуса, FDM-печать деталей, сборку реакционного блока в печатном каркасе, монтаж светодиодного модуля и системы аэрации. Рост культуры оценивается визуально и микроскопически, по изменению окраски среды и концентрации клеток. В серии опытов варьировались освещённость, температура и режим перемешивания; для сравнения использовались традиционные лабораторные колбы аналогичного объёма.

Показано, что 3D-печатный корпус с внутренними направляющими улучшает перемешивание и равномерность освещения по высоте столба жидкости, а модульная конструкция позволяет соединять несколько реакторов в «биопанель»,

потенциально пригодную для доочистки воды или локальной утилизации части вентиляционного CO₂ на АЭС. Проект реализуется учеником 9 класса в формате школьной исследовательской работы и демонстрирует, как аддитивные технологии упрощают переход от учебного эксперимента к инженерным прототипам, создавая основу для ранней профессиональной ориентации в области атомной и биотехнологической отраслей.

Литература

1. Аужанова Н.Б. Морфологическая и систематическая характеристика хлореллы. Ее производство и применение // Научный вестник. 2014. № 1. С. 113–126.

2. Зухрабова Л.М., Галиева А.М. Оптимизация биотехнологии выращивания хлореллы в лабораторных условиях // Ученые записки Казанской государственной академии ветеринарной медицины им. Н.Э. Баумана. 2014. Т. 217, № 1. С. 99–102.

3. Мещерякова Ю.В., Нагорнов С.А., Ерохин И.В. Накопительное культивирование микроводоросли хлорелла в закрытом фотобиореакторе // Наука в центральной России. 2015. № 2(14). С. 92–100.

4. Ишенин Е.Е., Семикин В.А., Сальникова Е.И. Оценка эффективности фотобиореактора на основе хлореллы в качестве очистителя воздуха от углекислого газа в условиях повышенной концентрации свинца // Юный ученый. 2024. № 5(79). С. 198–209.

ВИРТУАЛЬНАЯ АКАДЕМИЯ БЕЗОПАСНОСТИ: ПОДГОТОВКА СОТРУДНИКОВ К ПРОХОЖДЕНИЮ ИНСТРУКТАЖЕЙ В ЦИФРОВОМ ПРОСТРАНСТВЕ

*Акрамов Д. Ч., Кунавин Е. А.
УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный*

Современные вызовы в области промышленной безопасности требуют внедрения инновационных методов обучения персонала. В условиях цифровой трансформации особую актуальность приобретают решения, позволяющие перенести традиционные инструктажи по охране труда, пожарной

безопасности и гражданской обороне в виртуальную среду. Разработка и внедрение Виртуальной академии безопасности направлено на создание эффективной цифровой платформы, использующей геймификацию и интерактивные симуляции для повышения качества подготовки сотрудников предприятий, в том числе в атомной отрасли.

Основой проекта является концепция геймификации – применения игровых механик в неигровом контексте для повышения вовлеченности и эффективности усвоения материала [1]. В рамках проекта решены следующие задачи: сформирована структурированная база знаний, содержащая нормативные требования и сценарии поведения при чрезвычайных ситуациях; проведен анализ современных IT-решений, включая вопросы импортозамещения, для выбора оптимальной технологической платформы; разработан прототип интуитивно понятного и доступного цифрового продукта, обеспечивающего прохождение инструктажей в интерактивном формате.

Виртуальная академия безопасности реализует комплексный подход к обучению, включающий:

- *интерактивные симуляции*, моделирующие реальные сценарии чрезвычайных ситуаций (пожары, аварии, эвакуация). Это позволяет сотрудникам отрабатывать практические навыки в безопасных условиях;
- *систему геймификации*, которая предусматривает начисление баллов, получение достижений и использование рейтинговых таблиц для повышения мотивации [2];
- *адаптивные сценарии обучения*, где сложность и последовательность заданий могут настраиваться в зависимости от уровня подготовки пользователя;
- *аналитический модуль* для отслеживания прогресса обучения, выявления типичных ошибок и формирования отчетности.

Внедрение Виртуальной академии безопасности позволяет существенно снизить затраты на проведение повторных очных инструктажей и повысить уровень усвоения материала за счет интерактивности и наглядности. Как показывают исследования, использование симуляторов и игровых механик способствует не

только лучшему запоминанию процедур, но и формированию устойчивых поведенческих моделей в стрессовых ситуациях [3].

Для атомной отрасли, где требования к безопасности персонала исключительно высоки, данная платформа предоставляет возможность стандартизировать обучение и обеспечить высокий уровень качество подготовки сотрудников.

Перспективы развития проекта связаны с интеграцией технологий виртуальной и дополненной реальности (VR/AR) для создания эффекта полного погружения, а также с применением алгоритмов искусственного интеллекта для персонализации образовательных траекторий.

Литература

1. Капп К. М. Капп. Геймификация в обучении. Инструкция к применению. – М.: John Wiley & Sons, 2012. 336 с.
2. Макгоникал М. Реальность под вопросом: Почему игры делают нас лучше и как они могут изменить наш мир. – М.: МИФ, 2011. 338 с.
3. Вагнер В. Разработка симуляторов и интерактивных учебных сред для целей образования и профессиональной подготовки. – М.: МИФ. 522 с.

СОХРАНЕНИЕ ИСТОРИЧЕСКОЙ ПАМЯТИ АТОМНЫХ ГОРОДОВ: ЦИФРОВОЙ ПРОЕКТ «АТОМГРАД: СВЯЗЬ ПОКОЛЕНИЙ»

*Акрамов Д. Х.
УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный*

Историческая память формирует идентичность общества, особенно в городах с стратегическим значением, таких как Заречный – центр атомной промышленности России. Цифровые технологии открывают новые возможности для документирования и передачи знаний о людях, внесших вклад в развитие города и отрасли. Проект направлен не только на сохранение воспоминаний, но и на передачу опыта новым поколениям, что особенно важно для атомной отрасли, где преемственность играет ключевую роль.

Цель проекта - сохранение исторической памяти о выдающихся личностях Заречного, чья деятельность связана с атомной промышленностью, наукой, образованием, культурой и другими сферами. Для её достижения поставлены задачи:

- создать единую базу знаний с биографиями и профессиональными достижениями горожан;
- систематизировать информацию о первостроителях, инженерах, учёных и управленцах;
- популяризировать историческое наследие среди молодёжи;
- разработать доступный веб-ресурс для распространения материалов в цифровом пространстве.

В рамках проекта проведён сбор и анализ архивных данных, интервью с жителями города, а также систематизация информации о более чем 60 деятелях Заречного. На основе этих материалов создан сайт atomgrad.online, где размещены исторические очерки, включающие фотографии, описание профессиональной деятельности, достижений и жизненных принципов героев.

Проект «Атомград: связь поколений» уже нашёл практическое применение:

- в образовательных учреждениях Заречного и региона как дополнительный материал по истории науки и техники;
- в деятельности культурных и общественных организаций для популяризации наследия города;
- в цифровых гуманитарных исследованиях как модель создания электронных баз исторических данных;
- в медийном пространстве для освещения роли Заречного в развитии атомной энергетики России.

Заречный - город, созданный трудом первостроителей, чьи профессионализм и целеустремлённость заложили основу его развития. Сегодня он является домом для Белоярской АЭС - уникального объекта с реактором на быстрых нейтронах, символизирующего технологический прогресс России. Проект «Атомград: связь поколений» не только сохраняет память о людях, но и укрепляет связь между прошлым и будущим атомной отрасли, вдохновляя новое поколение на продолжение традиций.

Таким образом, созданный цифровой ресурс представляет собой не просто базу данных, а цифровой памятник выдающимся личностям Заречного. Его развитие будет способствовать сохранению исторической памяти и укреплению идентичности атомных городов, что особенно важно в условиях современных вызовов.

Литература

1. Иванов А. Б. История атомной энергетики России. М.: Наука, 2015.
2. Сидоров Н. А., Кузнецов И. В. Заречный: История города атомщиков. Заречный, 2020.
3. Архивные документы муниципального управления города Заречного // Государственный архив Свердловской области.
4. Официальная страница Белоярской АЭС. URL: <https://vk.com/belnpp>

ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ ТОРИЯ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

*Стариков А. А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Актуальной задачей на сегодняшний день является повышение экологической безопасности и безопасности ядерной энергетики. Одним из решений является внедрение тория в ядерную энергетику.

Главным преимуществом тория для окружающей среды заключается в том, что он сильно уменьшает количество долгоживущих радиоактивных отходов. По расчетам, реакторы, использующие ториевый топливный цикл, производят на 85% меньше долгоживущих минорных актинидов чем реакторы на уране. Если ядерные отходы от урана опасны около 300 000 лет после извлечения из реактора, то отходы тория становятся безопасными уже через 300-500 лет [3]. Общая масса актинидов сразу после выгрузки из реактора сокращается в 50-100 раз. И количество высокоактивных отходов уменьшается на 60-70%.

Добывать торий гораздо безопаснее, ведь при добыче тория выделяется в 1000-1500 раз меньше радона, чем при добыче

урана [2]. Кроме того, запасов тория в мире около 6-7 миллионов тонн, что при текущем уровне потребления позволит пользоваться им на протяжении 40000-60000 лет [1].

Чтобы запустить процесс в реакторе, нужен внешний источник нейтронов. В случае аварии торий можно изолировать от этого источника, и процесс будет остановлен. Для запуска ториевого цикла нужно в 2-3 раза меньше делящегося материала [1], чем для уранового. И топливо удваивается быстрее: за 15-20 лет против 50-70 лет у урана [3].

Кроме того, технологи думают о создании дисперсионных композиций, которые могут сделать реакторы еще безопаснее. Такие составы хорошо проводят тепло, поэтому топливо не нагревается сильно и накапливает мало тепла. Также рассматривается смешанный цикл с производством урана-233 и плутония в быстрых реакторах. Это дает больше безопасности, так как большая часть нейтронов задерживается в активной зоне. Кроме того, нахождение тория в бланкете позволяет исключить протактиниевый эффект реактивности [4]. Также ^{233}U получается более чистым по сравнению с любым другим способом его наработки. Всё это позволяет переходить на торий постепенно, без больших затрат.

Следует отметить, что переход на ториевый топливный цикл не только будут более экологически чистыми и безопасными, но и более экономически выгодными, что позволяет обеспечить энергией человечество на долгое время.

Литература

1. Г.Б. Мелентьев, к.г.-м.н., В.М. Короткий, д.г.-м.н. Ресурсно-технологические проблемы и перспективы новой российской энергетики (литий, водород, торий) Объединенный институт высоких температур (ОИВТ) РАН, г. Москва

2. Болоздин, М.И. "Экологические аспекты ториевого топливного цикла", Вопросы атомной науки и техники, 2020, №4, с.23-31

3. Алексеев П. Н. Место и роль тория в ядерной энергетике / П. Н. Алексеев // Инноватика и экспертиза: научные труды. – 2016. – № 3(18). – С. 164-174. – EDN YLIJN.

4. Вялков И.К., Повх И.В.. и др. Изотопы: свойства, получение, применение. - М.: Издат, 2000

ОСНОВНЫЕ МЕТОДЫ РЕАЛИЗАЦИИ СПЕКТРАЛЬНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ В РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР

Смолина Я.Е.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Перспективным методом в развитие технологий легководных реакторов является спектральное регулирование [1]. Один из способов спектрального регулирования – управление спектром нейтронов ВВЭР с помощью вытеснителей (циркониевых стержней). Введение Zr-стержней между твэлами и увеличение их диаметра приводит к вытеснению объема воды внутри реактора и уменьшению коэффициента размножения из-за смещения спектра нейтронов в более быструю область. Внедрение в конструкцию реактора стержней-вытеснителей позволяет продлить топливную кампанию путем снижения избыточной реактивности в начале кампании [2].

Второй способ – использование тяжелой воды. Ранее проведенные исследования показывают, что реакторы с тяжеловодным теплоносителем могут иметь более экономичный расход топлива, так как тяжёлая вода обладает наивысшим коэффициентом замедления нейтронов по сравнению как с обычной водой, так и с графитом [3]. Отличительной особенностью тяжелой воды является меньшая замедляющая способность, поэтому изменяя ее концентрацию в теплоносителе, возможно влиять на спектр нейтронов в реакторе, сдвигая его в область более высоких энергий, что способствует продлению топливной кампании за счет улучшенного воспроизводства топлива и снижению начального запаса реактивности [4]. Однако тяжелая вода является дорогим в производстве материалом, что может являться проблематичным с экономической точки зрения, так как для залива активной зоны реактора требуется довольно большие ее объемы [3].

Таким образом наиболее эффективным способом является использование циркониевых стержней в качестве вытеснителей для изменения водо-топливного соотношения.

Литература

1. Семченков Ю.М., Мохов В.А., Алексеев П.Н. ВВЭР со спектральным регулированием – путь к эффективному использованию урана 238 // Междунар. науч.-техн. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». - М., 2014.
2. Элазака А.И., Тихомиров Г.В. Потенциал спектрального регулирования ВВЭР с учетом выгорания топлива // Известия вузов. Ядерная энергетика. - 2020. - №2. - С. 27-38.
3. Струздин Н.С. Тяжеловодные атомные реакторы // Молодежь и научно-технический прогресс: IX Междунар. науч.-практ. конф. студентов, аспирантов и молодых ученых. - 2016. - Т.1. - С. 188-191.
4. Потеряев С.Н., Щеклеин С.Е. Методы регулирования спектра нейтронов для компенсации реактивности // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Атомная энергетика. Даниловские чтения — 2021: сб. науч. тр. - Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2023. - С. 531–537.

ПОВЫШЕНИЕ ДОВЕРИЯ К АТОМНОЙ ОТРАСЛИ ЧЕРЕЗ РАБОТУ С НЕГАТИВНЫМИ ОТЗЫВАМИ В СЕТИ ИНТЕРНЕТ

Копычева У.Е.

УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный

В условиях цифровой трансформации общественных коммуникаций особую актуальность приобретает проблема формирования объективного общественного мнения о атомной энергетике. Несмотря на технологические преимущества и экологическую эффективность, отрасль продолжает сталкиваться с устойчивым негативным восприятием, укорененным в историческом опыте прошлых инцидентов [1]. Целью данного исследования является разработка эффективных коммуникационных стратегий для противодействия негативным отзывам в цифровом пространстве.

Проведенный контент-анализ дискуссий в социальных сетях (на примере сообщества пгт. Рефтинский) выявил характерные паттерны негативного восприятия. В обсуждении перспектив строительства АЭС зафиксировано более 100 комментариев, 67% из которых содержали критику, основанную на стереотипах и недостоверной информации [3]. Наиболее распространенными нарративами оказались: катастрофизация последствий эксплуатации АЭС, игнорирование современных технологий безопасности, преувеличение рисков радиационного воздействия.

Теоретической основой исследования стали работы в области коммуникационного менеджмента [2], где подчеркивается важность проактивного позиционирования в цифровой среде. Анализ показал, что традиционные подходы к информированию населения недостаточно эффективны в условиях высокой социальной напряженности.

В рамках исследования разработана комплексная модель коммуникационного сопровождения атомных проектов, включающая: мониторинг цифрового пространства (отслеживание упоминаний в социальных сетях), анализ тональности и ключевых тем обсуждений (выявление лидеров мнений), контент-стратегию (создание образовательного контента на доступном языке (визуализация сложных технических процессов, публикация интервью с отраслевыми экспертами, демонстрация лучших практик безопасности), интерактивное взаимодействие (организация онлайн-встреч с населением, оперативное реагирование на комментарии, проведение виртуальных туров на действующие АЭС).

Апробация предложенного подхода проводилась в рамках учебного проекта по созданию коммуникационной стратегии для атомной отрасли. Результаты показали, что системная работа с контентом позволяет: снизить долю негативных упоминаний на 25-30%; повысить уровень доверия к отрасли; сформировать лояльное ядро сторонников.

Перспективы развития исследования связаны с разработкой автоматизированной системы мониторинга общественного мнения и созданием адаптивных коммуникационных стратегий для различных целевых аудиторий.

Литература

1. Кондратьева И.А., Рахимзянова Ю.А. Работа с жалобами и негативными отзывами гостей в средствах размещения // Общество, государство, личность: влияние цифровых технологий. Материалы XXII Международной научно-практической конференции студентов, магистрантов, аспирантов и молодых ученых. – Казань: Издательство Университет управления «ГИСБИ». – 2022. – С. 243-247.

2. Терских М.В., Боцорога К.В. Роль непрямо́й коммуникации при формировании имиджа банка: работа с негативными отзывами клиентов // Известия Смоленского государственного университета. 2023. № 1 (61). С. 58-69.

3. Генеральная схема размещения объектов электроэнергетики до 2042 года // [Электронный ресурс]. URL: <https://clck.ru/3F2F8f>, свободный. (дата обращения: 04.11.2025).

«ИНЖЕНЕРНАЯ СМЕНА» В АТОМНОМ ГОРОДЕ

*Тихолазов В.С., Уразманов Т.Р.
УрТК НИЯУ МИФИ, г. Заречный*

Проект «Инженерная смена» Уральского технологического колледжа НИЯУ МИФИ - это многоступенчатая система ранней профориентации для создания кадрового резерва атомной отрасли. В работе обобщены результаты реализации проекта в 2024-2025 гг. и перспективы в 2026 году.

Современная атомная отрасль требует от специалистов не только глубоких технических знаний, но и развитых надпрофессиональных компетенций. Проект «Инженерная смена» был разработан для системного решения этой задачи через: непрерывное сетевое взаимодействие с образовательными учреждениями г. Заречный; реализацию практико-ориентированных программ технического творчества; формирование профессиональных династий через вовлечение семей участников.

В 2024 году проект успешно дебютировал, охватив более 200 школьников. Участники освоили основы электромонтажа, электроники и программирования под руководством

XXI МЕЖДУНАРОДНАЯ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

сертифицированных экспертов чемпионатов профессионального мастерства. Проведенный анализ показал высокую эффективность практических занятий – 87% участников отметили повышение интереса к техническим специальностям.



Рис. 1. Участники «Инженерной смены» в учебно-тренировочном центре БАЭС



Рис. 2. Практические занятия

В 2025 году проект получил развитие в рамках фестиваля «Мечтай! Действуй! Создавай!» обучающиеся собирали модели атомных ледоколов и участвовали в них в соревнованиях. В рамках фестиваля были апробированы новые образовательные модули: курс ораторского искусства и проектной деятельности; программа «Атомный английский», занятия по работе с нейросетями.

В 2026 году проект получил поддержку грантового конкурса Росатома «80 добрых дел». В рамках нового этапа планируется: создание постоянно действующего центра технического творчества; разработка онлайн-платформы для дистанционного обучения; организация выездных инженерных школ для муниципалитетов Свердловской области; издание методических материалов для тиражирования опыта.

За два года реализации проект доказал свою эффективность: 36% участников связали дальнейшее образование с атомной отраслью; создана система непрерывной подготовки от школьника до специалиста, разработаны уникальные образовательные методики.

Литература

1. Карачев А.А., Шмелев В.Е. Спортивно-техническое моделирование. Ростов-на-Дону: Феникс, 2007. 47 с.
2. Официальная группа «Инженерная Смена УрТК НИЯУ МИФИ» в ВК // [Электронный ресурс]: Название сборника. – Режим доступа: https://vk.com/engineer_zar, свободный. (дата обращения: 05.11.25).
3. Смирнов В.А. Профессиональное макетирование и техническое моделирование. Краткий курс. Учебное пособие. – М.: Проспект, 2020. 168 с.

СОДЕРЖАНИЕ

СЕКЦИЯ I

РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС 3

Нейтронно-физические характеристики БН со СВУТ МОКС топливом

Чекаленко М.Е., Исанов К.А. 3

Влияние различных процессов взаимодействия с веществом на выход заряженных частиц из мишеней, облучаемых высокоэнергетическим пучком тормозного излучения

Папуша И.П., Демин В.М., Кудинов В.В. 4

Исследование возможности многократного рецикла америция и плутония при гомогенной утилизации минорных актинидов в реакторе типа БН

Чипчикова В.Д., Исанов К.А., Закиров Н.А. 6

Исследование влияния глубины выжигания америция-241 на долгосрочное снижение активности

Постика Г.В., Ивановская И.С., Исанов К.А. 8

Исследование влияния технологических параметров ячейки на достижение режима бридинга ториевого топлива

Фирсов Е.И. Внуков Р. А. 9

Оценка возможности использования добавок в РИТЭГ на основе ^{238}Pu

Орлов А.Е., Шестаков А.Н., Нурмухаметов А. Л., Иванов А. И. 11

Использование минорных актинидов в качестве выгорающих поглотителей в реакторе ВВЭР-1200

Ширкова Д.Е., Терехова А.М. 13

Наработка плутония-238 в реакторах малой мощности

Воронцова А.А., Латин А.С. 14

Анализ выгорания изотопа бора-10 в теплоносителе первого контура при эксплуатации топливных загрузок энергоблоков №1 и №2 Белорусской АЭС

Салькевич Я.А., Лаврова В.С. 16

Анализ и перспективы развития замкнутого ядерного топливного цикла в России

Кулакова В.А., Кожухов Н.Н. 18

Кросс-верификация оценки влияния технологических неопределенностей на нейтронно-физические характеристики БФС

Буркеев М.З., Внуков Р.А. 21

Влияние конструкции облучательных сборок ^{60}Co на тепловыделение ТВС ЗБО реактора типа БН и удельную активность мишени

Гладков Г.В., Внуков Р.А. 23

Оценка эффективности бланков с твердотельным замедлителем для уменьшения пустотного эффекта реактивности в сверхкритическом водяном реакторе

Сентебов Н.О., Колесов В.В., Внуков Р.А. 25

Сравнительный анализ нейтронно-физических характеристик поглотителей тепловых нейтронов в ВВЭР-1200 при их аксиальном профилировании

Пикулик Г.О., Попов М.А. 27

Разработка нейросетевого расчётного кода для моделирования нейтронно-физических процессов

Шлапак Н.П., Колесов В.В. 29

Исследование влияния аксиального разбиения топливной части модели ТВС реактора типа ВВЭР-1200 на изменение нуклидного состава ядерного топлива в процессе выгорания

Кравцов В.Д., Бландинский В.Ю., Латин А.С. 31

Исследование динамических характеристик при протекании переходных процессов в перспективных легководных реакторах
Иванов А.А., Латин А.С. 33

Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-600 со 100% загрузкой МОКС-топлива
Жендубаев А.М., Исанов К.А. 35

Использование программного кода *orpntc* для моделирования накопления радиоизотопов в реакторе IEA-R1
Патракеева А.И., Колесов В.В., Терехова А.М., Фомин Р.В. 37

Уточнение нейтронно-физических характеристик при радиальном профилировании на примере элементарной ячейки реактора ВВЭР-1200
Попов М. А., Внуков Р. А. 39

Использование аналитического метода для расчета максимальной температуры в топливной таблетке с отверстием
Шмачко С.Т. 41

Исследование влияния глубины выжигания нептуния-237 на долгосрочное снижение активности
Ивановская И.С., Постика Г.В., Исанов К.А. 43

Исследование влияния гомогенного добавления МА в МОКС-топливо на величину натриевого пустотного эффекта реактивности в реакторе типа БН
Губайдуллин И.М., Закиров Н.А., Исанов К.А. 44

Учет истории облучения отработавшего ядерного топлива при определении его нуклидного состава
Шамаев А.В., Лапкис А.А. 46

Использование оксида бериллия в качестве источника и отражателя нейтронов для РИТ плутония пониженной чистоты
Гольдман М.Д., Внуков Р.А. 48

Оценка эффективности гомогенного выжигания нептуния в реакторе типа БН при многократном рецикле
Сусакин В.А., Исанов К.А. 49

Повышение водородной безопасности АЭС ВВЭР1200 использованием твердофазных поглотителей водорода, их регенерация, реализация в смежных областях
Ровнягин Д.Ф., Орлова Е.А., Самохин Д.С. 50

СЕКЦИЯ II ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС 53

Моделирование теплогидравлических процессов в петлевой установке с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем с помощью программного комплекса ANSYS FLUENT
Левченко В.А., Кащеев М.В., Гирич А.П. 53

Оценка влияния кюрия на теплогидравлические характеристики реактора ВВЭР-1200 при гомогенном распределении кюрия в топливной матрице
Храмков В.В., Алиев Д.Р., Скулкин В.О. 55

Анализ работоспособности главных циркуляционных насосов ГЦН-195м реакторной установки ВВЭР-1000 с применением модели агита для прогнозирования временных рядов
Степанов А.А., Шлапак Н.П. 57

Нестационарная теплопроводность прямого ребра параболического профиля с переменными свойствами материала ребра и коэффициентом теплоотдачи
Левченко В.А., Кащеев М.В., Аксенов И.А. 58

Сравнительный анализ моделей турбулентности в задачах верификации гидродинамики активной зоны ВТГР
Князькин Д.В., Николаев Д.С., Курицин Д.Д., Демкина Т.Д. 60

Волоконно-оптическая диагностика конструкций в условиях радиации и механических нагрузок

Мажитов А.З., Иванов В.В. 62

Анализ конструктивных особенностей и подходов к обоснованию безопасности атомных станций малой мощности

Юрасова К.А., Кащеев М.В., Левченко В.А. 64

Оценка эффективности эксплуатационных режимов при продлении кампании энергоблока с реактором ВВЭР-1000

Никитась Г.Н., Лапкис А.А. 66

Влияние на радиационную обстановку медленного расхолаживания энергоблока ЛАЭС-2 в период останова для ремонта

Евтушенко Е.А., Кащеев М.В., Левченко В.А., Савинов Р.Н., Шовиков А.В. 68

Системный анализ и предиктивное моделирование износа графитовых подшипников герметичных насосов судовых ЯЭУ

Королёв А.Е., Иванов В.В. 70

Расчетные исследования в обоснование характеристик термоядерных установок на основе малорадиоактивного D-³He топлива

Годес А.И., Кондрашов О.В., Федоров Д.В., Шаблов В.Л. 71

Расчёт температурного режима топливных компактов и микротвэлов с triso покрытием для АЭТС с ВТГР

Базюк С.С., Булгакова А.В., Мальшиева Е.А., Парамонова И.Л. 73

Повышение достоверности расчетов влияния биологического обрастания на теплогидравлические процессы в пластинчатых теплообменниках на основе CFD-кодов с использованием метода GCI

Фоменко Н.Д., Чивилев Я.В. 75

Применение методов машинного обучения для детектирования режимов работы теплогидравлического стенда

Гаврилов А.С., Киямов А.А., Лебедев И.В. 77

Влияние ионизирующих излучений на поверхности Марса на выбор архитектурно-строительных решений конструкций с учётом технологий радиационной защиты

Флоренский В.М., Белов В.В. 79

Исследование гидродинамики теплоносителя в условиях изменяющейся геометрии графитовой кладки активной зоны ВТГР

Курицин Д.Д., Николаев Д.С., Демкина Т.Д., Легчанов М.А., Дмитриев С.М. 82

Описание критического состояния реакторной установки ВВЭР-1200 с максимальным коэффициентом реактивности по температуре теплоносителя

Парфёнов Т.А., Пасечник И.Д. 84

Оценка возможности моделирования парогенерирующего канала с использованием программного комплекса FLOWVISION

Болотникова А.А. 86

Анализ влияния геометрии теплообменного устройства на эффективность расхолаживания натриевых трубопроводов

Ревакина П.А., Бессонов И.А., Клебанский Е.Р., Осанкин С.А., Лезов А.Д., Ташлыков О.Л. 88

Теплофизический расчет модели реактора типа ВВЭР-С с гомогенным размещением неплутуния в топливо

Верецки А.П., Харьков М.А., Скулкин В.О. 89

Сравнительный анализ CFD-пакетов (ANSYS CFX, STAR-CCM+, CADFlo) для оценки возможности применения металлического топлива в реакторе на быстрых нейтронах

Морозов А.Г. 91

Автоматизация системы контроля параметров теплогидравлического стенда для исследования переходных режимов теплообмена при естественной и вынужденной циркуляции воды

Павлюковский Н.В., Толоконский А.О., Куценко К.В., Стручалин П.Г., Делов М.И. 93

Электрохимическое исследование коррозионных свойств конструкционной стали ПГ методом апк в условиях обработки по рецептурам эхп реакторов типа БН

Смыков В.Б., Легких К.Г., Асхадуллин С.Р. 95

Теплофизический расчёт облучательного устройства для испытания образцов экспериментального графита

Мыскин А.А., Шамова М.А., Литвиненко О.В. 97

Влияние перехода к жидкометаллическому подслою на нейтронно и теплофизические характеристики на примере ТВС реактора БРЕСТ-ОД-300

Грунин В.А., Попов М.А., Семенов Д.Е. 99

Разработка экспресс-методики оценки доз облучения персонала в случае спонтанного возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления на объекте ЯТЦ

Садофьев И.Д., Припачкин Д.А. 101

Оценка затрат природного урана на изготовление топлива для атомных станций малой мощности

Шмачко С.Т. 103

Доработка экспериментального стенда пассивного расхолаживания бассейна выдержки

Глухов С.М., Ташильков О.Л. 105

СЕКЦИЯ III

КОНТРОЛЬ, УПРАВЛЕНИЕ И ДИАГНОСТИКА ФИЗИЧЕСКИХ УСТАНОВОК И ПРОМЫШЛЕННЫХ ОБЪЕКТОВ *107*

Частотный анализ флуктуаций давления и температуры
теплоносителя в переходных режимах при вынужденном
движении

Калаева Н.А., Делов М.И. *107*

Методология прогнозирования остаточного срока службы
оборудования

Шкарупа М.И., Ивлев И.М. *109*

Глубокое выгорание родиевого ДПЗ

Курченков А.Ю., Мусихин А.М., Расчетнова М.А. *110*

Применение искусственного интеллекта в системах
автоматического управления ядерных энергетических установок

Корчагин Д.А. *111*

Система контроля деформации тепловыделяющих элементов в
режиме реального времени на основе волоконно-оптических
датчиков

Миронова Д.Р., Трофимов М.А. *113*

Графовые нейронные сети как инструмент анализа геометрии
при нейтронно-физическом расчёте

Шлапак Н.П., Колесов В.В. *115*

Разработка модели полупроводникового детектора из ОЧГ с
помощью программного комплекса GAMMALAB

Хайытмурадов А.Б., Припачкин Д.А. *116*

Использование компьютерного зрения для определения
параметров двухфазного потока

*Павлюковский Н.В., Толоконский А.О., Куценко К.В., Савельев
А.А., Маслов Ю.А.* *118*

Применение метода сканирующей контактной потенциометрии в автоматизированном неразрушающем контроле металлических изделий

Биктеев А.А., Рыбаков Е.В., Ишбаев Н.Р., Сурин В.И. 120

Создание цифрового двойника печатной платы для неразрушающего контроля на предприятии ООО „Микросистема“

Левченко П.П., Белоусов П.А. 122

Методика поиска и определения мест утечек в тепловых сетях

Бычков С. И., Шкарупа М. И. 124

Разработка по для повышения эффективности анализа системы влажностного контроля течи на атомной станции

Нахабов А.В., Ханров В.Н. 126

СЕКЦИЯ IV

ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 128

Radiobiological evaluation of conventional and hypofractionated vmat for prostate cancer using TCP and NTCP indices

Huy Vu Trinh, Quang Trung Pham 128

Исследование глубинных дозных распределений в мишени при прохождении клинического пучка

Шибашов А.Н., Дружинская О.И. 130

Оценка радиометрических и спектрометрических характеристик альфа-активных аэрозолей в условиях нормального давления воздуха

Зубкова А.Г., Припачкин Д.А. 132

Суточные вариации концентрации трития в водяных парах атмосферного воздуха на территории с подземным источником

Федунова Е. В., Михайлов А. В., Лукашенко С. Н., Степанянц Е. Р., Томсон А. В. 134

Изучение влияния ионизирующего излучения на 3D клеточных сферойдов

Кочнова А.О., Попов А.Л. 136

Теоретическое и экспериментальное определение доли обменного органически-связанного трития в растениях, произрастающих на территории с подземным источником трития и сравнение с литературными данными

Степанянц Е.Р., Михайлов А.В., Федунова Е.В., Томсон А.В. 138

Влияние НРК на содержание форм нахождения плутония в почве
Шаврина К.Е., Эдомская М.А., Шупик А.А., Маркова М.В., Шаповалов С.Г. 140

Сравнение отечественной и зарубежной классификации радиационных аварий

Мигунов М.И. 142

Оценка содержания Cs-137 и Co-60 в пробах почвы и растительности, взятых вблизи нововоронежской атомной станции

Щербакова Е.И., Щербаков А.Д. 144

PROTON TRANSPORT SIMULATION IN RADIOTHERAPY USING THE GENERALISED FOKKER–PLANCK METHOD

Ndati L., Solovev A. N.

146

Application of genetic algorithms for weibull parameter estimation in nuclear component reliability analysis

Ndlela D., Samokhin D.S. 147

СЕКЦИЯ V

*ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ И ИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ
В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ* 149

Численное моделирование естественной конвекции при
использовании DNS и RANS подходов
Захаров Р.М., Носков А.С., Олексюк Д.А. 149

Фазовая пачечная активность в нейрональной модели Моррис-
Лекар
Буда М.А., Сладков К.Д. 151

Разработка нейронной сети для автоматической гармонизации на
основе вокальной мелодии
Ошеровская Д.В., Шлапак Н.П. 153

Математическое моделирование химических реакций,
эксперимент, технологии обработки и анализа результатов
Барсуков В.Г., Мышев А.В. 155

Вычислительный анализ двумерных полей для исследования
пространственных вариаций в задачах атомной энергетики
Заграевская С.М. 157

Оценка масштабируемости вычислений OPENMC и SERPENT на
задаче HEU-MET-FAST-001
Пыжов И.В. 159

Разработка нейросетевой модели для обнаружения печатей и
подписей на документах
Замков Д.В., Шлапак Н.П. 161

Моделирование гомогенного цилиндрического реактора без
отражателя с введенным идеальным поглощающим стержнем
посредством физически-информированной нейросети
Болотникова А.А., Шлапак Н.П. 163

Использование продвинутых индексов вегетации для анализа состояния фитомассы лесного региона по спутниковому снимку
Молчанова М.В., Шлапак Н.П., Белоусов П.А. 165

СЕКЦИЯ VI

РАДИОНУКЛИДНАЯ И ЛУЧЕВАЯ МЕДИЦИНА 167

Разработка высокоэффективного фотонейтронного источника для нейтронозахватной терапии
Онищук Е.А., Кураченко Ю.А., Ким А.А. 167

Прогностическое значение полного морфологического ответа опухоли после проведения неoadъювантной химиолучевой и химиотерапии у больных местно-распространенным раком желудка
Волобуев С.М., Скоропад В.Ю., Гриневич В.Н., Смоленов Е.И., Афонин Г.В. 168

Исследование методов верификации и коррекции положения пациента при проведении протонной терапии
Григорьев И.И., Дружинский В.О., Дружинская О.И. 170

Monte Carlo simulation of organ-specific dose in a radiation accident scenario using GEANT4
Ananda D.R.I., Solovev A. N. 172

СЕКЦИЯ VII

ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯМИ
 АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 174

Экспортный потенциал атомной энергетики РФ в условиях геополитического кризиса
Кобылина Е.В., Гусева К.А. 174

Структурные изменения мирового ТЭК и эволюция критериев конкурентоспособности АЭС
Абдихамитов Д.К., Харитонов В.В., Семенов Е.В. 176

Анализ подходов, применяемых в государствах СНГ по оптимизации процессов ВЭ ЯРОО

Зарубин А.С., Кузнецов А.Ю., Литвинов М.А. 178

Сбалансированная система показателей в стратегическом управлении уранодобывающим предприятием

Сарсенбек М.Б., Колычев В.Д. 180

Современные подходы к налоговой оптимизации в свете изменений в налоговой системе РФ с 1 января 2026 года

Лезгян В.Д., Осипов В. А. 182

Управление ядерными знаниями в условиях цифровой трансформации атомной отрасли

Имангалиева Ш.Ж., Юшков Е.С. 184

Критерии конкурентоспособности АЭС в условиях трансформации мирового энергобаланса

Абдихамитов Д.К., Харитонов В.В., Семенов Е.В. 186

Экономическая эффективность применения ИИ в оптимизации топливного цикла АЭС

Имангалиева Ш.Ж., Юшков Е.С. 188

«Карта добрых дел»: цифровой инструмент поддержки НКО в городах присутствия Росатома

Брусницына Л.Н., Перетягин Д.Е., Бушуев И.С., Кунавин Е.А. 190

Имитационное моделирование как инструмент цифровизации и управления качеством на уранодобывающих предприятиях: обзор практических примеров

Павлова Н.В., Силенко А.Н. 191

Современное состояние рынка радиофармацевтических лекарственных препаратов РФ и место на нём Госкорпорации «Росатом»

Алексеева Д.В., Осипов В.А. 193

Место Нововоронежской АЭС в инвестиционной программе
концерна «Росэнергоатом»
Жирякова В.И., Осипов В.А. 196

Стандартизация данных - вызов при слиянии двух предприятий
Сакова Я.Ю. 196

СЕКЦИЯ VIII
МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ 201

Анализ свойств материалов лопаток для улучшения
эксплуатационных характеристик паровых турбин
Будылкин К.А., Попов М. А. 201

Реактор на быстрых нейтронах – будущее атомной
промышленности
Березников С.А., Бритвин Н.И. 202

Обзор возможностей наработки изотопа плутония-238 в
реакторах разных типов
Турицына И.С. 204

Анализ теорий и механизмов генерации и ускорения
космических лучей сверхвысоких энергий
Жирнова В.Н. 206

Потенциал использования тория в ядерной энергетике
Плюснин В.В. 208

Популяризация математики через создание тематических
комиксов
Абрамов В.Е., Губин Д.А., Мартюшев Д.В. 210

Практикоориентированный сборник задач по математике как
основа моделирования процессов в энергетических объектах
Бабилов В.В., Васильева А.А. 212

Личный бренд в атомной отрасли как стратегический ресурс профессионального развития на примере директора Белоярской АЭС В.П. Невского

Залевская П.А. 214

Стальные руки атома: разработка и 3d-печать прототипа манипулятора для обслуживания АЭС

Руппель Д. В., Андреева Н. Ю., Андреев И. С. 216

Анализ запасов природного урана в потенциале замыкания ядерного топливного цикла

Лихачев А. И. 218

Технологии модульного строительства: особенности создания и возможности практического применения

Максимов Д.С. 219

Креативная математика как способ развития критического мышления у будущих работников атомной промышленности

Воскресенский А.М. 221

Напечатанный симбиоз: 3d-конструкции фотобиореакторов для выращивания хлореллы в интересах АЭС

Руппель Д. В., Андреева Н. Ю., Спиринов А. Д. 223

Виртуальная академия безопасности: подготовка сотрудников к прохождению инструктажей в цифровом пространстве

Акрамов Д. Ч., Кунавин Е.А. 224

Сохранение исторической памяти атомных городов: цифровой проект «Атомград: связь поколений»

Акрамов Д. Х. 226

Перспективы применения тория в ядерной энергетике

Стариков А. А. 228

Основные методы реализации спектрального регулирования в
реакторах типа ВВЭР

Смолина Я.Е. 230

Повышение доверия к атомной отрасли через работу с
негативными отзывами в сети интернет

Копычева У.Е. 231

«Инженерная смена» в атомном городе

Тихолазов В.С., Уразманов Т.Р. 233

Ответственный редактор А.М. Терехова
Подготовка оригинала-макета А.М. Тереховой

Подписано к печати		Формат бум. 60x84/16
Печать ризограф.	Бумага МВ	Печ.л. 15,75. Изд. № 001-2
Заказ № 636	Тираж 100 экз.	Цена договорная
Полиграфическая компания ООО "Альп rint"		