



ИАЭ

НИЯУ МИФИ

Обнинский институт
атомной
энергетики

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

XX Международная научно-практическая
конференция

Тезисы докладов
Обнинск, 05-06 декабря 2024 г.

Обнинск 2024

УДК 621.039.58:331.1

ББК 31.4

Т 35

Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2024. XIX Международная научно-практическая конференция: Тезисы докладов. Обнинск, 05-06 декабря 2024 г. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2024. 196 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 03 декабря 2024 г.

ISBN 978-5-7262-3119-8

Учредители конференции

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

Организатор конференции

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

© ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2024 г.

© Авторы, 2024 г.

*СЕКЦИЯ I
РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС*

**РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭФФЕКТОВ
РЕАКТИВНОСТИ В ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЯХ С УЧЕТОМ
ПРОЦЕССОВ КИПЕНИЯ НАТРИЯ, ПЛАВЛЕНИЯ
ОБОЛОЧЕК ТВЭЛ И ТОПЛИВА ДЛЯ БЫСТРОГО
НАТРИЕВОГО РЕАКТОРА БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ**

*Аверченкова Е.П., Перегудов А.А., Соломонова Н.В.,
Щекотова Л.А.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск*

Запроектные аварии в реакторных установках □ это аварии, сопровождающиеся маловероятными множественными отказами наиболее ответственных элементов и систем безопасности энергоблока, которые могут привести к тяжелым радиационным последствиям для местности и населения. Их расчетный анализ, согласно нормативным документам (НП-082-07), является основой для разработки проектных документов, таких как отчеты по обоснованию безопасности энергоблоков, руководства по управлению авариями и составлению планов мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии. Наиболее тяжелыми являются аварии, связанные с полным прекращением системного и аварийного электроснабжения (в международной классификации ULOF – Unprotected Loss of Flow) или вводом большой избыточной реактивности в сочетании с отказом аварийной защиты реактора (UTOP – Unprotected Top of Power).

Первые методики расчетов тяжелых аварий, а затем и коды, реализующие их, начали разрабатываться в 60-х годах 20 века. И сейчас в мире существует стабильный интерес к разработке и совершенствованию расчетных методик, реализованных в таких кодах как, TRACE, SAS4A, SAS-SFR, SIMMER, ASTEC-Na, SPECTRA, СОКПАТ-БН, ЕВКЛИД/V2, COREMELT, используемых для обоснования безопасности АЭС [1].

Обычно анализ протекания тяжелых аварий начинается с определения масштаба разрушения активной зоны вследствие

наступления исходного события, вызвавшего аварию, и заканчивается расчетом доз облучения населения.

Масштаб разрушения активной зоны рассчитывается с помощью кода COREMELT, предназначенного для численного моделирования теплогидравлических (ТГ) – ТГ модуль, и нейтронно-физических (НФ) – НФ модуль RADAR3D, процессов, происходящих в БН при тяжелых авариях с учетом фазовых переходов [2, 3].

На сегодняшний день преимущественно во всех кодах, моделирующих тяжелые аварии в реакторе, используется диффузионный подход к решению уравнения переноса нейтронов (т.е. расчет всех нейтронно-физических характеристик происходит в диффузионном приближении).

В связи с этим актуальной задачей является определение методических поправок, в расчетах эффектов реактивности при протекании тяжелой аварии в быстром натриевом реакторе большой мощности.

В данной работе будут оценены методические составляющие погрешности следующих эффектов реактивности: эффект реактивности от аксиального расширения топлива (ТВЭЛ); натриевый плотностной эффект реактивности; натриевый пустотный эффект реактивности; Доплеровский эффект реактивности по температуре топлива; Доплеровский эффект реактивности по температуре конструкционных материалов; температурный эффект реактивности; эффект реактивности при плавлении и перемещении оболочек ТВЭЛ; эффект реактивности при плавлении и перемещении расплава топлива и/или продуктов диссоциации топлива; эффект реактивности при выходе азота из топлива.

Литература

1. Bubelis E., Tosello A., Pfrang W. et al. System codes benchmarking on a low sodium void effect SFR heterogeneous core under ULOF conditions. – Nucl. Eng. and Des., 2017, v. 320, p. 325–345.
2. Raskach K., Volkov A., Lemasson D. et al. 2D and 3D Numerical Investigations of Sodium Boiling in Sodium Cooled Fast

Reactor with MOX Fuel and Low Sodium Void Reactivity Effect during Unprotected Loss of Flow Accidents. – Nucl. Eng. and Des., 2021, v. 372, p. 110961–110975.

3. Ашурко Ю.М., Волков А.В., Раскач К.Ф. и др. Влияние нейтронно-физической модели на результаты расчета тяжелой аварии с кипением натрия в быстром реакторе. – Атомная энергия, 2017, т. 122, вып. 4, с. 183—189.

О ПОДХОДАХ ОПТИМИЗАЦИИ ПРОФИЛИРОВАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА ПРИМЕРЕ ЯЧЕЙКИ РЕАКТОРА ВВЭР-1200

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

Для решения различных оптимизационных задач может применяться радиальное профилирование твэлов, то есть перераспределение делящихся ядер делящихся нуклидов по радиусу топливной таблетки из каких-либо соображений.

В существующих на данный момент работах, связанных с радиальным профилированием [1-2], предлагается снижать концентрацию делящихся ядер на периферии топливной таблетки. Данный путь обладает рядом преимуществ: радиальный профиль выгорания выравнивается, снижается температура топлива в периферийном слое, улучшаются (предположительно) термомеханические свойства топливных таблеток и оболочек. В результате этого возникает возможность достигать более высоких выгораний.

С другой стороны, актуальным является вопрос о том, существует ли другой способ профилирования, в результате которого возможно получить твэлы с лучшими свойствами.

С целью решения данной задачи в ПК Serpent был смоделирован ряд моделей элементарных ячеек, где топливные таблетки разбивались по радиусу на 2 слоя (рисунок 1). Обогащение в ближнем к центру топливной таблетки слое варьировалось от 1 до 6.4 % с шагом 0.6%, размеры зон – в пределах диапазона от 0.06 до 0.38 см с шагом 0.027 см. Обогащение во 2-м слое подбиралось так, чтобы суммарное

число делящихся ядер в топливной таблетке оставалось неизменным относительно топливной таблетки с обогащением 4.95 %.

Для полученных моделей были произведены расчёт выгорания в ходе топливной кампании. После сравнивались нейтронно-физические характеристики: коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде, доля запаздывающих нейтронов на начало кампании, КВ, радиальное распределение мощности делений. В результате сравнения было отобрано 2 модели со средним за топливную кампанию $K_{беск}$ (табл. 1): с большим обогащением топлива в центре и на периферии. Остальные параметры для обеих моделей схожи.

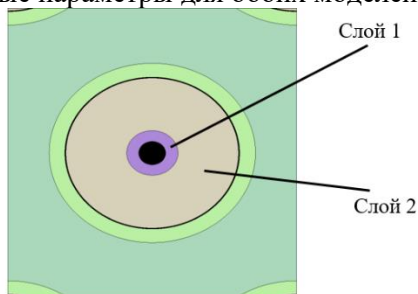


Рис. 1. Поперечный срез модели с 2 слоями топлива

Табл. 1. Полученные оптимальные модели

Модель	1		2	
$K_{беск}$	1.13955		1.13823	
Слой				
Внешний радиус слоя, см	0	0.38	0	0.38
Обогащение урана, %	.60	5.19	6.4	0.98

Из полученных результатов видно, что кроме рассмотренного в упомянутых ранее работах способа профилирования, существует возможность размещать топливо с относительно высоким обогащением на периферии.

Для выбора способа профилирования для решения конкретной задачи следует руководствоваться требованиями и ограничениями, которые накладываются при её решении.

Литература

1. Patent N 005991354A United States, Int. Cl⁶. G21C 3/16, G21C 3/32. Nuclear fuel pellet: Appl. No.: 08/988,200: Filed 26.11.1997: Pub. 23.11.1999 / Leonard F. P. Van Swam; assignee: Framatome Inc. – 8 с.
2. Патент № 2427936 С1 Российская Федерация. Комбинированная таблетка ядерного топлива: № 2010105647/07: заявл. 18.02.2010: опубл. 27.08.2011 / Баранов В. Г. [и др.] – 8 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПОЛЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ПРИ ОПРЕДЕЛЕНИИ ПОЛОЖЕНИЯ ОР СУЗ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

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

Актуальность исследования распределения поля энерговыделения в активной зоне реактора ВВЭР-1000 связана с необходимостью повышения безопасности и эффективности эксплуатации ядерных реакторов. В современных условиях, когда предъявляются высокие требования к надежности и стабильности работы ядерных установок, точное определение положения ОР СУЗ является необходимым для предотвращения аварийных ситуаций и обеспечения нормальных условий эксплуатации реактора. Распределение поля энерговыделения в активной зоне реактора напрямую влияет на тепловые процессы, которые, в свою очередь, могут оказывать влияние на работу систем управления защиты. Неправильное определение положения ОР СУЗ может привести к неэффективной работе системы, что может привести к повышению рисков и возможным инцидентам. Поэтому важно проводить детальные исследования, позволяющие более точно оценить влияние этих факторов на функционирование реактора [1].

С учетом стремительного развития технологий, применение методов машинного обучения и нейронных сетей открывает новые возможности для отслеживания работы ОР СУЗ. С

помощью этих технологий можно создавать модели, которые будут анализировать данные о распределении поля энерговыделения в реальном времени. В данной работе предлагается использовать нейронную сеть, основанную на многослойном перцептроне [2], которая будет принимать на вход данные от термопар и каналов нейтронного измерения. На выходе она будет выдавать прогнозы о состоянии ОР СУЗ в виде числовых значений, указывающих на уровень нейтронного потока, а также качественные характеристики, отражающие вероятность отклонений от нормальных условий работы реактора.

На вход нейронной сети планируется подавать показатели энерговыделения каналов нейтронного измерения и показатели внутриреакторных термопар.

Нейронная сеть будет получать данные от сенсоров в режиме реального времени и будет обрабатывать входные данные и выдавать на выходе массив значений, представляющих набор данных положения ОР СУЗ, а также числовое значение, характеризующее степень аномальности в интервале от 0 до 1. В дополнение, нейронная сеть будет предоставлять качественные характеристики, отражающие вероятность отклонений от нормальных условий работы реактора, что позволит более точно оценивать текущее состояние системы. Операторы будут взаимодействовать с нейронной сетью через интуитивно понятный графический интерфейс. Он будет включать: прогнозирование состояния ОР СУЗ, исторические данные и анализ, интерактивные отчеты.

Использование этой системы позволит получить следующее: оперативный мониторинг, анализ аномалий, оптимизация работы.

Литература

3. В.А. Брагин, И.В. Батенин, М.Н. Голованов и др.; Под ред. Г.Л. Левина. М.: Энергоатом-издат, 1987, 128 с.: ил. (Б-ка эксплуатационника АЭС; Вып. 20).

4. Нейросетевые технологии обработки данных: учеб. пособие /В. А. Головкин, В. В. Краснопрошин. – Минск: БГУ, 2017 – 263 с. – (Классическое университетское издание).

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ТОПЛИВА НА СПЕКТРАЛЬНУЮ КОМПОНЕНТУ НАТРИЕВОГО ПУСТОТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН

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

Широкое внедрение атомной энергетики требует долгосрочного обеспечения ее ядерным топливом. Решением проблемы топливообеспечения и топливной базы является переход к замкнутому ядерному топливному циклу. Таким образом, ключевую роль в замкнутом ядерном топливном цикле выполняют быстрые реакторы.

В настоящее время, среди всех реакторов на быстрых нейтронах (РБН) натриевые реакторы являются наиболее развитыми в техническом отношении и доведены до стадии промышленного освоения.

Ядерные энергетические установки (ЯЭУ) должны отвечать всем требованиям, предъявляемым к перспективным серийным энергоблокам большой энергетики. Многолетняя эксплуатация натриевых РБН доказала возможность надежной и безопасной работы.

Определяющим эффектом, влияющим на безопасность ЯЭУ, является натриевый пустотный эффект реактивности (НПЭР), который в зависимости от типа используемого топлива, изотопного состава топлива, а также от компоновки активной зоны может вносить как положительный, так и отрицательный эффект реактивности. В современных проектах реакторов типа БН НПЭР вносит слаболожительную реактивность, но ядерная безопасность реактора обосновывается расчетом тяжелых запроектных аварий и сценарием протекания аварии. Таким образом, при реализации аварийной ситуации, большую часть времени протекания аварии эффект реактивности остается отрицательным.

НПЭР разделяют на две основные составляющие: компонента утечки и спектральная компонента. Компонента утечки в меньшей степени определяется составом и компоновкой

активной зоны, а основной вклад вносит наличие или отсутствие натриевой полости в верхнем экране. Спектральная компонента – определяется главным образом нуклидным составом топлива. Интегральный НПЭР является результирующим эффектом проявления спектральной (положительной) компоненты и компоненты утечки (отрицательной). Таким образом, главным образом на интегральный НПЭР влияет спектральная составляющая НПЭР, зависящая от нуклидного состава топлива.

Целью работы является исследование влияния нуклидного состава топлива на спектральную составляющую натриевого пустотного эффекта реактивности, посредством оценки изменения нейтронной ценности для каждого нуклида.

Литература

1. Елисеев В. А. и др. Нитридное топливо для перспективного быстрого натриевого реактора типа БН-1200 //Атомная энергия. – 2013. – Т. 114. – №. 5. – С. 266-270.

2. Ашурко Ю. М. и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности //Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2014. – №. 3.

ВЛИЯНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ НА ЭФФЕКТИВНОСТЬ ЕГО ОБЛАГОРАЖИВАНИЯ ПРИ МНОГОКРАТНОМ РЕЦИКЛЕ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН С МОКС- И СНУП-ТОПЛИВОМ

Исанов К.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ им. А.И. Лейпунского», г. Обнинск

Важной и актуальной задачей на сегодняшний день является переход к замкнутому ядерному топливному циклу (ЗЯТЦ) [1]. Один из возможных вариантов реализации замкнутого ядерного топливного цикла – двухкомпонентная ядерная энергетическая система на базе тепловых и быстрых реакторов [2]. Важнейшую и ключевую роль в замкнутом ядерном топливном цикле выполняет быстрый реактор (с коэффициентом воспроизводства

больше единицы), без которого, реализация ЗЯТЦ является невозможной.

Важнейшими эффектами быстрого реактора, которые лежат в основе возможности реализации замкнутого ядерного топливного цикла, являются улучшение изотопного состава плутония (качества) и расширенное воспроизводство. Таким образом, при рецикле в быстром реакторе энергетического плутония отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) достигаются эффекты по улучшению изотопного состава плутония (качества) и увеличению его количества. Совокупный эффект улучшения изотопного состава плутония и увеличение его количества носит название – облагораживание плутония.

Рециклирование плутония ОЯТ в быстром реакторе с целью улучшения его изотопного состава (качества) и увеличения количества возможно реализовать как непосредственно в рамках двухкомпонентного замкнутого ядерного топливного цикла при обмене плутонием между быстрыми и тепловыми реакторами, так и в рамках одностороннего вовлечения складского плутония ОЯТ различного изотопного состава и энергетического потенциала.

Вариант обмена плутонием между быстрыми и тепловыми реакторами для реализации замыкания ядерного топливного цикла по делящимся материалам является относительно долгосрочной перспективной, что требует реализации перевода реакторов типа ВВЭР на регенерированное уран-плутониевое топливо. Более актуальным в краткосрочной перспективе является вариант одностороннего вовлечения складского плутония ОЯТ. Так, по различным оценкам, на сегодняшний день накоплено порядка 300 тонн складского плутония. Большая его часть представляет собой энергетический плутоний ОЯТ различного изотопного состава и энергетического потенциала. Из них, порядка 150 тонн являются плутонием ОЯТ ВВЭР, имеющим средний энергетический потенциал, а порядка 100 тонн представляют собой плутоний ОЯТ РБМК, имеющего низкий энергетический потенциал. Таким образом, большая часть накопленного на сегодняшний день плутония имеет средний и низкий энергетический потенциал, что снижает эффективность его повторного вовлечения, либо делает и вовсе

невозможным без предварительного улучшения изотопного состава (в тепловых реакторах). Исходя из этого, актуальной задачей является улучшение изотопного состава и качества накопленного энергетического плутония на складах, а также расширение его запасов, для увеличения потенциала его использования и расширение топливной базы.

Литература

1. Пономарев-Степной Н. Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР. Атомная энергия, 2016, Т. 120, №. 4, с. 183-190.
2. 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.

ВЛИЯНИЕ РАЗМЕРА ОТРАЖАТЕЛЯ НА ДЛИНУ КАМПАНИИ В МАЛОМОДУЛЬНЫХ РЕАКТОРАХ

*Воронцова А.А., Внуков Р.А., Колесов В.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В работе рассматривается влияние размера радиального отражателя на длину кампании топлива в маломодульном реакторе типа СВБР-100 [1]. Активная зона состоит из 61 ТВС, в центре которых расположены шестиугольные отверстия для размещения органов СУЗ, представляющие из себя стрержни из карбида бора. В качестве теплоносителя используется свинец-висмут, топлива – диоксид урана с обогащением 16,1%.

Для оценки возможности удлинения топливной кампании за корпусом размещается графитовый отражатель (рис. 1). Осуществлено варьирование отражателя в диапазоне от 2 до 20 см с шагом в 2 см, рассчитан $K_{эфф}$ на начало кампании. Далее рассмотрено влияние графитового отражателя в различном исполнении на выгорание топлива.

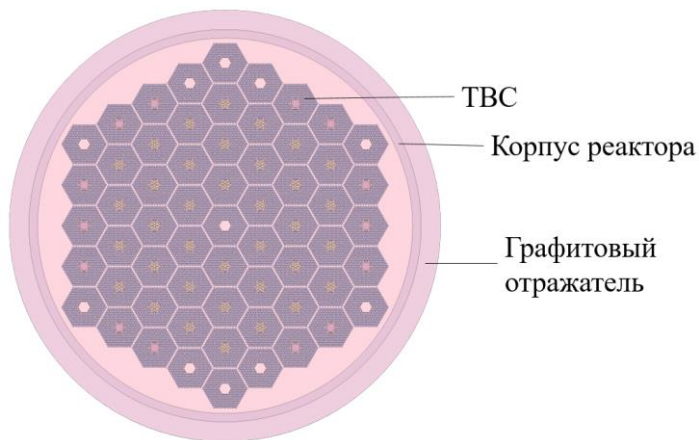


Рис. 1. Поперечный срез активной зоны

Расположение отражателя толщиной 10 см позволяет добиться выигрыша в $K_{эфф}$ 0,96% на конец кампании в сравнении с исходной моделью. Дальнейшее увеличение размера отражателя не дает существенного выигрыша в $K_{эфф}$. Существенную роль в маломодульных реакторах при оценке влияния графитового отражателя на $K_{эфф}$ играет положение ОР СУЗ. Отсутствие органов регулирования в центре активной зоны снижает эффективность отражателя, причем вклад составляет до 35% от изначальной эффективности отражателя.

Рассмотрено влияние поэтапного увеличения толщины отражателя в течение топливной кампании на $K_{эфф}$. Основным действием являлось увеличение толщины кампании в момент, когда реактор становился подкритическим. При данном подходе возможно варьирование толщины отражателя на шаг и удлинение топливной кампании возможно на 25-28%.

Литература

1. Е. Ф. Селезнев. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах. - М.: Наука, 2013

РАСЧЕТ НЕРАВНОМЕРНОСТИ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В КОЛЬЦЕВОМ РЕАКТОРЕ

*Трухачев А.А., Терехова А.М.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Целью работы является исследование неравномерности энерговыделения в кольцевых реакторах с различными геометрическими и материальными параметрами, а также отыскание оптимальных параметров реактора. Данная работа является продолжением работы по расчетам плотности потока нейтронов в кольцевом реакторе [3], в которой исследовалась неравномерность плотности потока нейтронов.

Для расчета неравномерности энерговыделения в кольцевом реакторе прежде всего необходимо знать функцию плотности потока нейтронов. В данной работе она определяется путем решения стационарного уравнения диффузии нейтронов в двухгрупповом приближении с учетом того, что рассматривается тепловой реактор [1-2]:

$$[(\Delta - \Lambda_1)(\Delta - \Lambda_2)]\Phi_T(r) = 0 \quad (1)$$

$$\text{где } \Lambda_{1/2} = \frac{1}{2} \left(\frac{1}{L^2} + \frac{1}{\tau} \right) \pm \sqrt{\frac{1}{4} \left(\frac{1}{L^2} + \frac{1}{\tau} \right)^2 + \frac{1}{L^2 \tau} \left(\frac{K_\infty}{K_{\text{эф}}} - 1 \right)},$$

L^2 — квадрат длины диффузии,

τ — возраст нейтронов,

K_∞ — коэффициент размножения в бесконечной среде,

$K_{\text{эф}}$ — эффективный коэффициент размножения.

Зная функцию плотности потока нейтронов, нетрудно прийти к функции плотности энерговыделения и впоследствии исследовать ее неравномерность.

В результате расчетов были получены зависимости коэффициента неравномерности энерговыделения от геометрических и материальных параметров. Наличие нескольких активных зон в кольцевом реакторе делает энерговыделение более равномерным. При этом использование топлива с высокой концентрацией урана в более размножающей

активной зоне не всегда делает энерговыделение более равномерным, в отличии от плотности потока нейтронов [3].

Литература

1. Диффузия нейтронов: Учеб. пособие по курсу "Физ. теория ядер. реакторов" / М. Н. Николаев; Обнин. ин-т атом. энергетики, Физ.-энерг. ин-т. - Обнинск: ОИАЭ, 1989

2. Ганев И. Х. Физика и расчет реактора: Учеб. пособие для энергомашиностроит. спец. вузов / Под общ. ред. Н. А. Доллежалея. — 2-е изд., перераб. и доп. — М. : Энергоатомиздат, 1992.

3. Трухачев А.А., Терехова А.М. Аналитическое решение уравнения диффузии для кольцевого реактора // Современные математические модели в энергетике: Сборник тезисов докладов Международной математической конференции имени В.А. Тупчиева, Обнинск, 25–26 октября 2024 года. — Обнинск, ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2024.

УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПОДХОДА ЗАДАНИЯ ДВИЖЕНИЯ ТОПЛИВА ПРИ МОДЕЛИРОВАНИИ РЕАКТОРОВ НА РАСПЛАВАХ СОЛЕЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПК SERPENT

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

Вследствие повышения интереса к жидкосолевым реакторам (ЖСР) возникает потребность в расчётах нейтронно-физических свойств реактора [1]. Целью настоящей работы является исследование возможности расчёта основных нейтронных характеристик жидкосолевого реактора.

Существующие прецизионные программные комплексы не могут передать физику течения жидкости в полной мере, если говорить о MCU, MCNP, Serpent, OpenMC. В первых двух в принципе не заложена возможность задания движения материалов в расчетной зоне. В Serpent существует функционал mflow, позволяющий задать движение материала в системе,

однако нет возможности замкнуть в цикл переход материалов из одной зоны в другую. В OpenMC есть расширенные возможности для разработки своего кода, при этом начальных приближений, как в Serpent, нет.

В данной работе представлен код, разработанный на языке программирования C++ взаимодействующий с ПК Serpent, который имитирует движение топливной соли по 1 контуру ЖСР.

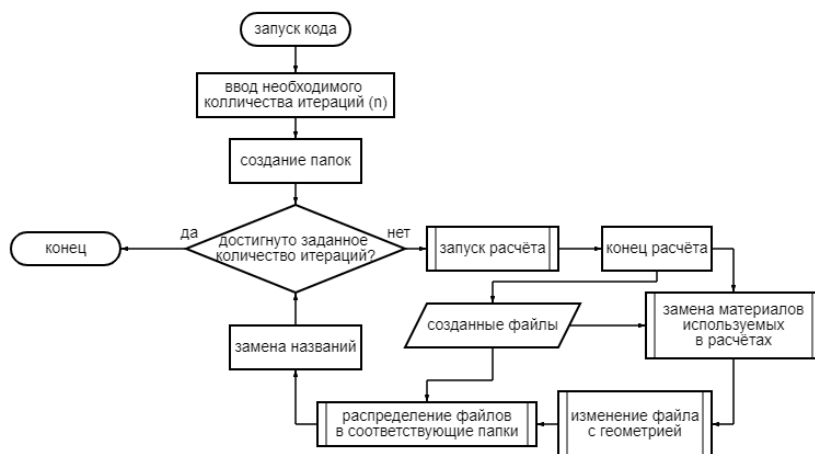


Рис. 1. Схема работы кода

Было создано 2-е модели для расчёта. Модель в первом варианте использовалась с пошаговой перегрузкой материалов, во втором - с использованием функции mflow.

Процесс движения топливной соли в первом варианте симулируется перемещением материалов по объемным зонам вверх (1-ый материал занимает 2-ю объемную зону, 2-ой материал – 3-ю, ..., 10-ый материал не загружен в зону, а 11-ый загружен в 1-ую), во втором варианте при помощи функции mflow создана симуляция перемешивания и перетекания топливной соли между материалами, в данном случае во вспомогательном коде отключается процесс изменения геометрии, вместо этого местами меняются только 11-ый и 12-ый материалы, которые не загружены в активную зону. Схема

кода представлена на рисунке 1.

Время 1-ой итерации подбирается в соответствии с временем прохождения топливной соли через активную зону, количества объёмных зон, находящихся как внутри, так и вне активной зоны, а также времени работы реактора. Результаты итерационных расчетов записываются в выделенные директории. Итерационная схема предполагает перенос составов из выходных файлов во входные и перезапуск расчетов. Завершение программы совершается по факту окончания итераций, что эквивалентно остановке реактора по мере выгорания топлива в нем.

Литература

1. Бликин В.Л. Новиков В.Н. Жидкосольевые ядерные реакторы // Атомиздат. - 1978. - С. 111.

ИСПЫТАНИЕ МНОГОКАНАЛЬНОГО ДЕТЕКТОРА ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ПРОФИЛЯ ПУЧКА ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЭЛЕКТРОНОВ

*Бушмина Е.А.^{1,2}, Алексеев С.И.², Булавская А.А.¹,
Милойчикова И.А.^{1,3}, Тимошенко К.Д.^{1,2}, Стучебров С.Г.¹*

¹НИ ТПУ, г. Томск

²ММНИО ОИЯИ, г. Дубна

³НИИ онкологии Томского НИМЦ, г. Томск

В рамках эксплуатации современной ускорительной техники необходимым условием является обеспечение заданных характеристик выведенного пучка частиц, в частности электронов. Помимо информации о энергии пучка и его интенсивности, важно знать его пространственное и угловое распределение [1]. Положение пучка частиц в пространстве и его поперечное распределение по интенсивности могут определяться при помощи профилометров, которые могут быть основаны на разных принципах детектирования в зависимости от решаемой задачи.

В данной работе предлагается использовать метод многоугольного сканирования [2] как метод диагностики

широкоапертурных пучков высокоэнергетических электронов. Этот метод основан на математической реконструкции двумерного поперечного распределения пучка по интенсивности из одномерных профилей пучка частиц, полученных детектором под разными углами по отношению к центральной оси распространения пучка. В данном исследовании предлагается использовать многоканальный детектор, состоящий из набора цилиндрических ионизационных камер. Наличие системы, состоящей из нескольких детекторов, позволит увеличить эффективность реализации метода многоуглового сканирования согласно [2].

Использование ионизационных камер в качестве детекторов излучения является востребованным, так как такие устройства обладают существенными преимуществами, а именно высокая радиационная стойкость, чувствительность к излучению с малыми токами, простота в использовании и возможность измерять данные в режиме реального времени [3].

В рамках исследования были проведены экспериментальные испытания многоканального детектора для измерения профиля пучка высокоэнергетических электронов. В качестве источника электронов использовался ускоритель «Микротрон МТ-25» (г. Дубна, Российская Федерация). Энергия электронов в эксперименте – 7 МэВ. Разрешение исследуемых ионизационных камер составляет около 1 мм.

Проведенные экспериментальные исследования на электронном пучке продемонстрировали эффективность использования набора ионизационных камер в качестве многоканальной детекторной системы для измерения профилей электронного пучка высоких энергий. Полученная детекторная система будет использоваться для реализации метода многоуглового сканирования.

Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ №24-29-00642.

Литература

1. P. Strehl. Beam instrumentation and diagnostics. - В.: Springer, 2006.

2. M. Bانشchikova, et al., Determination of the optimal number of detectors for the multiangle wire beam scanning method // J. Instrum, - 2024.

3. Бушмина Е.А., Булавская А.А., Григорьева А.А. Возможность измерения профилей пучка частиц проволочным методом с использованием ионизационных камер // Перспективы развития фундаментальных наук: сборник научных трудов XXI Международной конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, г. Томск, 23-26 апреля 2024 г. Т. 1: Физика, - Томск, 2024.

СОПОСТАВЛЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА ВОСПРОИЗВОДСТВА И ПУСТОТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ В ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

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

Актуальной задачей на сегодняшний день является переход к замкнутому топливному циклу. Одним из решений данной задачи является создание реактора ВВЭР-СКД, который предполагает самообеспечение либо воспроизводство топлива сверх необходимого на реактор [1]. В проекте ВВЭР-СКД перспективным топливом является МОКС. Увеличение КВ (связанное с изменением изотопного состава, прежде всего, различием в доле сырьевых и делящихся нуклидов), а также использование МОКС-топлива ведет за собой смещение пустотного эффекта в положительную область [2].

В настоящей работе рассматривается возможность получения отрицательного пустотного эффекта реактивности при коэффициенте воспроизводства больше либо равном единице для вариантов топлива UO_2 , $(Th+^{235}U)O_2$, $(Th+^{233}U)O_2$, $(Pu+U)O_2$, $(Pu+Th)O_2$ [3]. Так же проанализировано качество топлива и пустотный эффект реактивности на протяжении кампании.

Расчеты проводились для модели ячейки реактора ВВЭР-СКД [4] для треугольной решетки с шагом 12 мм, диаметр твэла 10,7

мм, толщина оболочки 0,55 мм, диаметр топлива 0,94 мм. Для оболочки твэла была взята сталь марки ЭП-172 (ЧС-68) [4]. Модель ячейки представлена на рисунке 1.

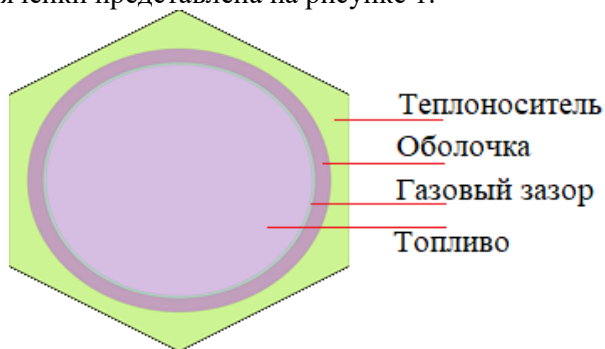


Рис. 1. Модель ячейки

Среди рассмотренных вариантов подобран вариант с ториевой матрицей и урановым топливом (уран-233 в качестве делящегося материала). При нем (доля урана 11% при доле ^{233}U 78%) достигнут КВ на начало кампании 1,044, пустотный эффект реактивности -0,0267.

Литература

1. Глебов А.П., Клушин А.В. Перспективы использования реактора ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле // Ядерная энергетика. N1. 2015. 5-19 с.
2. Алексеев П.Н. и др. Концепция пароводяного энергетического реактора // Атомная энергия. Т. 67, вып. 4. 1989. 239-244 с.
3. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Клушин А.В., Украинцев В.Ф. Использование реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления – ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле // Ядерная энергетика. N3. 2010. 18-30 с.
4. Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М., Шарапов В.Н. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления // Атомная энергия. Т. 96, вып. 5. 2004. 374-380 с.

STUDYING THE PRODUCTION OF ⁹⁹MO AND ¹³¹I RADIOISOTOPES IN JSI TRIGA MARK II REACTOR BY USING SERPENT SOFTWARE

Umulisa I.L., Karazhelevskaya Yu.E.
¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

The JSI TRIGA Mark II reactor has been in operation since 1966, this reactor has a power output of 250 kW and has been used for a variety of purposes, including isotopes production [1,2]. The purpose of the work is to study the production of ⁹⁹Mo and ¹³¹I radioisotopes in JSI Triga mark II reactor by using serpent software. In this scientific work, the radioisotope production is modelled by using serpent software with activation and fission methods. TeO₂, ⁹⁸Mo and UO₂ targets were irradiated in the reactor in the central channel of the reactor by serpent software, with different radii of the targets.

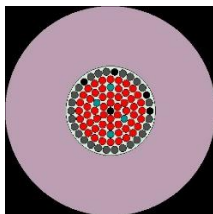


Fig.1. Modelled core configuration of Triga Mark II in Serpent software

The study of optimal radius design of the target for maximizing the production of ⁹⁹Mo and ¹³¹I by activation method was conducted, the irradiation time was 5 days at full power of the reactor, and one day at zero power, after studying the change the different radii of the target, the maximum efficiency of the production was obtained. For ⁹⁹Mo for both activation and fission method the optimal radius design 1.8 cm which gives the activities 6.64×10^{12} Bq, 1.24×10^{13} respectively. For ¹³¹I for both activation and fission method the optimal radius design 1.8 cm which gives the activities 3.35×10^{11} Bq, 2.79×10^{12} respectively. By comparing the fission and activation methods to obtain these radioisotopes, fission gave high yield where

for ^{131}I and ^{99}Mo the volumetric activity of the ratio of fission to the activation is 8.34 and 1.87 respectively.

Table 1 – Comparison of the results of ^{99}Mo production with different targets

	UO ₂	MoO ₂
Volume(cm ³)	10.17	10.17
Final activity (Bq)	1.24×10 ¹² Bq.	6.64×10 ¹² Bq.
Activity per volume (Bq/ cm ³)	1.22×10 ¹² Bq.	6.53×10 ¹² Bq.

Table 2 – Comparison of the results of ^{131}I production with different targets

	UO ₂	TeO ₂
Mass (cm ³)	10.17	10.17
Final activity (Bq)	2.79×10 ¹²	3.35×10 ¹¹
Activity per volume (Bq/ cm ³)	2.74×10 ¹¹	3.29×10 ¹¹

References

1. Jeraj, R., Glumac, B., Maučec, M.: Monte Carlo simulation of the TRIGA Mark II benchmark experiment. Nucl. Technol., 1997, vol. 120.P. 179-187.
2. Research Reactor Database// IAEA International Energy Agency.2023. [Electronic sources] URL: <http://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx?rf=1>.

ПРОГРАММА ДЛЯ РАСЧЁТА ДИНАМИКИ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА ПЕРИОДИЧЕСКОГО ДЕЙСТВИЯ

*Верхоглядов А.Е., Верхоглядова В.Н., Шабалин Е.П.
Объединённый Институт Ядерных Исследований, г. Дубна*

В Лаборатории нейтронной физики ОИЯИ (Дубна) с 1960 года работают уникальные установки для получения и научного применения нейтронов – импульсные реакторы периодического действия (ИРПД). Исследовательские реакторы этого типа используются для экспериментов в области физики твёрдого тела, ядерной физики и радиационных исследований. ИРПД – сложная динамическая система с множеством обратных связей.

Как показал опыт эксплуатации реактора ИБР-2М и его предшественников (ИБР-2, ИБР-30), в периодических импульсных реакторах при некоторых условиях наблюдается нестабильная динамика импульсов мощности. Обнаружены и описаны несколько явлений, вызывающих обратную связь и способных приводить к неустойчивой динамике: температурное расширение топливных таблеток [1], изгибы твэлов и тепловыделяющих сборок [2], теплопередача в потоке теплоносителя. Для исследования особенностей работающих ИРПД и проектирования нового источника создаётся программно-расчётный комплекс, моделирующий работу реактора с учётом известных физических процессов, параметров конструкции и материалов активной зоны (рис.1).

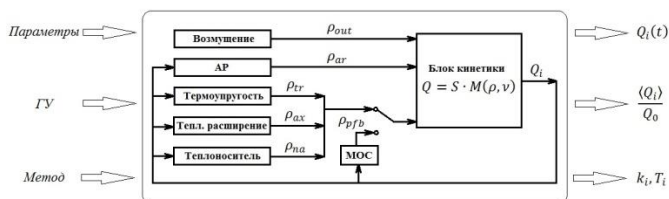


Рис. 1. Блок-схема программы

Благодаря модульной структуре и ряду физических допущений, программа моделирует динамику импульсного реактора, вычисляя все параметры системы от импульса к импульсу. Уравнения нейтронной кинетики решаются по одноточечной модели с учётом запаздывающих нейтронов. Для учёта обратных связей по реактивности рассчитываются температурные деформации топлива и термоупругие колебания твэлов. Разрабатывается модуль учёта гидродинамических эффектов жидкого теплоносителя. Для сравнения результатов с другими моделями и экспериментальными данными в программе имеется возможность построения импульсной переходной характеристики реактора [3].

Первые результаты расчётов позволяют предложить несколько способов борьбы с нестабильностью динамики ИРПД:

- Изучение области неустойчивости в пространстве параметров (частота импульсов, мощность, расход теплоносителя, собственные частоты твэлов);
- Изучение величины трения поперечных колебаний твэлов;
- Создание твэлов разной массы или жёсткости.

Литература

1. Шабалин Е.П., О колебаниях мощности и пределе устойчивости импульсных реакторов // Атомная энергия, - 1986.
2. А.Е. Верхоглядов, Уравнение плоских вынужденных поперечных колебаний стержня под действием температуры. Численно-аналитическое решение. // Письма в ЭЧАЯ, - 2023.
3. Е.А. Бондарченко, Ю.Н. Пепельшев, А.К. Попов, Экспериментальное и модельное исследование особенностей динамики импульсного реактора периодического действия ИБР-2. // Физика элементарных частиц и атомного ядра, - 2004.

ОЦЕНКА ВЫЖИГАНИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРАХ

Скулкин В.О.¹, Внуков Р.А.^{1,2}, Котов Я.А.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

²НИЦ Курчатовский институт, Москва

В настоящее время атомная энергетика развивается интенсивно, при этом генерируемые мощности, как минимум, не снижаются, в связи с чем проблема накопления отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) становится все более актуальной.

Основной вклад в радиационный фон ОЯТ в рамках долгосрочного периода хранения (порядка сотен лет) вносят минорные актиноиды (МА). Исходя из этого, в научном обществе все больше развивается тенденция выжигания МА в реакторах [1].

В текущем исследовании рассматривается возможность выжигания америция в мавэлах в тепловом реакторе ВВЭР-1200.

Идея исследования заключается в размещении мавэлов с оксидом америция в 9 кольце ТВС ВВЭР-1200 [2] и оценка возможности выжигания МА.

В рамках исследования смоделированы 5 кассет с 12, 18, 24, 36, 48 мавэлами в 9 кольце. В мавэлах размещается оксид америция (Am_2O_3) с изотопным составом Am-241/Am-242m/Am-243 80.09/0.09/19.82% соответственно [3]. Твэлы стандартные с двуокисью урана и обогащением 4.95% по урану-235.

В исследовании для оценки и формирования результатов отслеживаются коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде, линейная нагрузка (Вт/см), остаточное энерговыделение, изотопный состав для определения выжигаемой массы и эффективности выжигания.

Проведены серии необходимых расчетов для формирования зависимости нейтронно-физических характеристик как от количества мавэлов в 9 кольце ТВС, так и от эффективной плотности оксида америция в диапазоне от 0.2 до 10.4 г/см^3 . Кроме этого, рассмотрены варианты с повышенным обогащением по урану-235 в твэлах, так как размещение америция в тепловом реакторе негативно влияет на реактивность.

Нейтронно-физический расчет осуществляется с применением программного комплекса, реализующего метод Монте-Карло.

По результатам исследования можно сделать следующие выводы. Максимально полученная выжигаемая масса составляет 31 $\text{кг}/(\text{ТВС}\cdot\text{год})$ при стандартном режиме перегрузок для модели с 48 мавэлами и плотностью оксида америция 10.4 г/см^3 . Однако в такой модели эффективность трансмутации америция (переход в другие изотопы кроме америция) составляет 40%, из которых только 7% стало продуктами деления (ПД). Кроме этого, остаточное энерговыделение этой модели становится в 14 раз больше в сравнении со стандартной.

При поступательном уменьшении плотности оксида америция до 0.2 г/см^3 уменьшается абсолютная выжигаемая масса америция, однако увеличивается не только эффективность трансмутации вплоть до 92%, но и эффективность выжигания (переход в продукты деления) вплоть до 40%. Остаточное

энерговыделение снижается до величин, соответствующих стандартной модели.

Литература

1. Андрианов А.А., Архангельский Н.В., Журавлёв И.Б., Квятковский С.А., Птицын П.Б. Перспективные технологии утилизации минорных актинидов. - М.: ЦАИР, частное учреждение «Наука и инновации», 2021.

2. Сперанский Ф.А. Монте-Карло модель реактора типа ВВЭР-1200 для вычисления альbedo отражателей. Доклады БГУИР. - Минск: 2015. С. 234-236.

3. Shelley, A. Neutronic analyses of americium burning U-free inert matrix fuels. Progress in Nuclear Energy. December 2020. Volume 130.

ВЛИЯНИЕ ИЗОТОПНОГО КАЧЕСТВА АМЕРИЦИЯ НА ЕГО ВЫЖИГАНИЕ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН

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

Одной из приоритетных задач по обращению с ОЯТ это выделение и выжигание основных минорных актинидов Am, Cm и Np, вносящих основной вклад в активность долгоживущих отходов ядерной энергетики. значительный вклад в радиотоксичность и энерговыделение в отработавшем топливе вносит изотоп Am-241[1]. Основной канал образования америция — это бета распад из Pu-241, поэтому основная часть америция накапливается уже в хранилищах отработавшего топлива [2].

Основной подход к выжиганию минорных актинидов это максимальное деление изотопов с их минимальной наработкой в реакторе. В данной работе было рассмотрено гомогенное выжигание америция различного качества в спектре быстрого реактора.

В рамках исследования были приведены усредненные сечения по спектру для изотопа америция и его предшественников, так же для оценки были приведены скорости деления и захвата

соответствующих нуклидов. По усредненным сечениям и получены коэффициенты деления и захвата как отношения сечений деления к поглощению и захвата к поглощению соответственно. А также получены значения доли обременения кюрием на 1 кг утилизированного америция, которые будут определять стратегию дальнейшего обращения с топливом.

Литература

1. Декусар В.М., Мосеев А.Л., Гурская О.С. Прогноз наработки минорных актинидов в 21-м столетии: Препринт ФЭИ–3304, Обнинск, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2023. 17 с
2. В. В. Коробейников, В. В. Колесов, А. М. Терехова, Ю. Е. Каражелевская,. Исследования возможности выжигания и трансмутации Am-241 в реакторе с америциевым топливом: Препринт ФЭИ–3284. — Обнинск, ГНЦ РФ–ФЭИ,2018. — 14 с

ВЛИЯНИЕ РАДИАЛЬНОГО ПРОФИЛИРОВАНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1200 НА НЕЙТРОННО- ФИЗИЧЕСКИЕ И ТЕРМОМЕХАНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

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

Продление топливной кампании является актуальной задачей с позиции улучшения экономических показателей реакторной установки [1].

Для решения данной задачи в ПК Serpent [2] был смоделирован твэл реактора ВВЭР-1200. Было рассмотрено 3 варианта: твэл разбивался на 2, 5 и 10 слоёв одинаковой толщины. Методика расчёта предполагала получение исходного радиального профиля выгорания таблеток твэлов с одинаковым обогащением в каждом слое и последующее изменение концентраций делящихся нуклидов в слоях топлива обратно пропорционально соотношению выгорания в слое к среднему выгоранию для выравнивания профиля выгорания [3]. Отслеживались Кбеск, доля запаздывающих нейтронов, коэффициент воспроизводства, профиль энерговыделения,

изотопный состав топлива, включая распределение ГПД по радиусу стержня.

Принципиальная возможность выравнивания выгорания по слоям топливного элемента подтвердилась, получены оптимальные профили. Достигнуто незначительное снижение темпа потери реактивности. Влияния профилирования на величины β_{eff} и КВ не выявлено.

Кроме того, в профилированных моделях не было обнаружено значительного изменения наработки делящихся изотопов плутония по сравнению со стандартными моделями.

Изменение радиального профиля энерговыделения представлено на рисунке 1. Для каждого варианта исходный вариант рассчитывался отдельно. Статистическая погрешность по расчету $K_{беск}$ 0.01%.

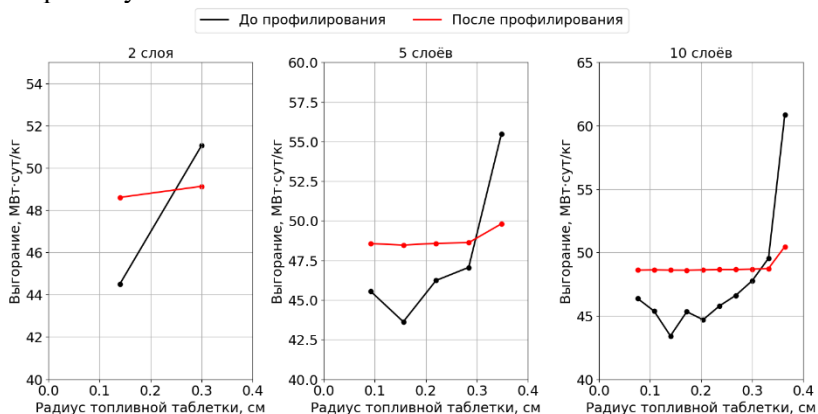


Рис. 1. Изменение радиального профиля выгорания топлива

Как видно из рис. 1, профиль выгорания выравнивается для всех случаев. Это объясняется более выраженным смещением делящихся нуклидов в сторону центра топливной таблетки, ростом воспроизводства на периферии и делением там на ^{239}Pu .

При этом для моделей в 5 и 10 слоев получен значительно более неравномерный профиль энерговыделения на начало кампании, чем в исходной модели. Это связано с тем, что в профилированном твэле концентрации делящихся нуклидов в удаленных от центра слоях относительно низки. Данный аспект

необходимо проанализировать в дальнейшем, оценив влияние градиента энерговыделения на теплофизические характеристики ячейки.

Литература

1. Хашламун Т.М. Р. С. Оптимизация параметров удлинённых топливных загрузок для реакторов ВВЭР-1000 (1200) с целью минимизации эксплуатационных затрат на АЭС: автореферат дис. кандидата технических наук: 05.14.03. – М., 2018.
2. Leppanen J., PSG/SERPENT – A Continuous Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, - Helsinki: VTT Technical Research Centre of Finland, 2015.
3. Gerdt E. A., Vnukov R. A. Comparative Analysis of Methods for Axial Profiling of the WWER-1200 Fuel Assembly Using an Example if Model Z49A2 // Physics of Atomic Nuclei, 2022, 85.

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ И СИСТЕМНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ВВЭР-СКД ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ОКСИДНОГО ТОРИЕВОГО И УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА

Силичева К.А.¹, Бландинский В.Ю.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

В настоящей работе проводилось исследование нейтронно-физических и системных характеристик ВВЭР-СКД при загрузке ториевым и уран-плутониевым топливом для выявления оптимальной комбинации нейтронно-физических параметров быстрого реактора с СКД теплоносителем, безопасности топливной кампании и вклада в замыкание ЯТЦ.

Для решения вопросов эффективности использования топливных ресурсов, безопасности топливной кампании и вовлечения в ЗЯТЦ реактора ВВЭР-СКД рассматривались два варианта топливных циклов: плутониевый и ториевый [1]. Расчет

проводился на модели ТВС реактора ВВЭР-СКД. На рисунке 1 представлена модель расчета.

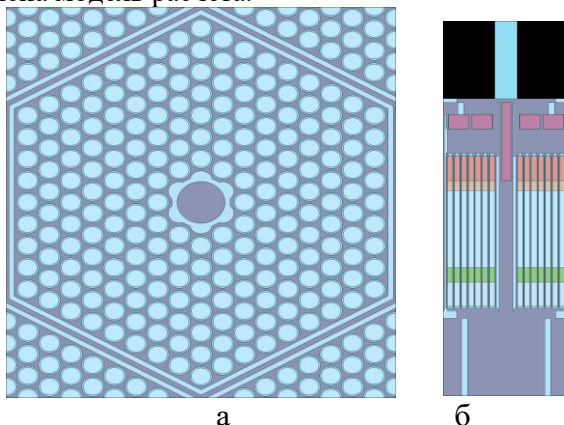


Рис. 1. ТВС ВВЭР-СКД: а – радиальный разрез, б – аксиальный разрез

Была произведена оценка эффектов реактивности при разной плотности воды, оценены эффекты реактивности при потере теплоносителя, т.е. при опустошении активной зоны и реактора в целом (пустотный эффект реактивности), и при попадании в активную зону воды с высокой плотностью, близкой к 1.0 г/см^3 (эффект залива) [2]. При расчете выгорания удалось проследить накопление делящихся и минорных актинидов, определены коэффициенты воспроизводства топлива.

Литература

1. Алексеев П. Н. Место и роль тория в ядерной энергетике // Инноватика и экспертиза: научные труды. – 2016. – №. 3. – С. 164-174.
2. Алексеев П. Н. и др. Развитие технологии ВВЭР на базе энергетических реакторов с легководным теплоносителем сверхкритических параметров // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2023. – №. 1. – С. 48-63.

МОДЕРНИЗИРОВАННАЯ НЕЙТРОННАЯ ЛОВУШКА РЕАКТОРА СМ-3

*Емелин М.Е.
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Дмитровград*

Нейтронная ловушка реактора СМ-3 расположена в центре активной зоны и представляет собой центральную полость для размещения облучаемых мишеней, заполненную эффективным замедлителем нейтронов [1].

Нейтронная ловушка является главным конструктивным элементом наработки радионуклидов, и в рамках реконструкции реактора СМ-3 (2019 – 2020 гг.) она была существенно модернизирована с целью повышения эффективности [2]. Благодаря увеличению полезного объема центральной водяной полости стало возможным увеличить число облучательных ячеек в ловушке с 27 до 57. Таким образом, полезный объем, который может быть использован для наработки радионуклидов, увеличился более чем в 2 раза. Однако полезный объем не является достаточным параметром, определяющим эффективность наработки. Скорость накопления целевых радионуклидов определяется плотностью потока и спектром нейтронов в объеме облучаемого материала.

С целью подтверждения проектных характеристик нейтронной ловушки и выявления ее реальных возможностей была проведена серия измерений плотности потока нейтронов и температуры нейтронного газа $T_{нг}$ в различных рядах нейтронной ловушки до и после модернизации. С этой целью в исследуемый объем устанавливались родиевые датчики прямого заряда и термопары. Значение спектрального коэффициента K_m вычисляли по формуле:

$$K_m = \frac{\sqrt{\pi}}{2} \cdot \sqrt{\frac{293,6}{T_{нг}}}$$

Чем выше значения спектрального коэффициента, тем жестче спектр нейтронов и, следовательно, выше скорость накопления целевых радионуклидов.

Экспериментально измеренные плотность потока нейтронов и их энергетический спектр в рядах модернизированной нейтронной ловушки оказались выше тех же параметров ловушки старой конструкции на 0,5—2%.

Таким образом, концепция модернизации нейтронной ловушки позволила не только увеличить её рабочий объем, но также ускорить процесс наработки радионуклидов.

Литература

1. Отчёт по обоснованию безопасности исследовательской ядерной установки СМ-3. – Димитровград: НИИАР, 2010. – 63 с.
2. Тузов А.А., Ижутов А.Л., Малков А.П., Петелин А.Л., Сазонтов С.А. Реализация проекта по модернизации активной зоны реактора СМ-3. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2024. – № 2. – С. 30-40.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ НА ОСНОВНЫЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА ТИПА БН

Чекаленко М.Е.¹, Исанов К.А.²
¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
²ГНЦ РФ ФЭИ, г. Обнинск

В данной работе проведено исследование влияния изотопного состава плутония на основные нейтронно-физические характеристики реактора типа БН. При обмене плутонием в двухкомпонентном ЯТЦ между тепловыми и быстрыми реакторами, а также при улучшения изотопного качества накопленного плутония ОЯТ [1] реактор на быстрых нейтронах загружается плутонием различного изотопного состава.

В рамках данной работы рассматривался складской плутоний из ОЯТ тепловых реакторов и потенциальные виды плутония, получаемые из ОЯТ уран-плутониевого топлива реакторов ВВЭР.

В качестве расчетной модели был выбран реактор типа БН. Были определены необходимые доля и масса плутония подпитки в зависимости от качества используемого плутония, после вывода системы на стационар перегрузок для топливной кампании 330 эффективных суток. В дальнейшем было определено изменение нуклидного состава в течение кампании.

В ходе исследования был проведен расчет запасов реактивности, а также доли запаздывающих нейтронов на начало и конец микрокампании и числа мгновенных нейтронов деления, усредненного по спектру. Помимо этого, были рассчитаны, коэффициенты аксиального расширения топлива, эффект Доплера и натриевый пустотный эффект реактивности (НПЭР) [2] на начало и конец микрокампании. При расчете НПЭР рассматривались следующие сценарии опустошения: извлечение натрия из активной зоны реактора, опустошение натриевой полости, опустошение натриевой полости и концевиков ТВЭЛ и интегральный НПЭР. Затем проводилось физическое обоснование всех полученных величин.

В дальнейшем была определена масса минорных актинидов, выгружаемая ежегодно, в зависимости от качества используемого плутония.

Литература

1. Д. А. Клинов, А.В. Гулевич, Ви др. Возможность облагораживания плутония в БН-800 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2020. – №2. – С. 15-21.

2. Ю.М. Ашурко, К. А. Андреева, и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на безопасность быстрого натриевого реактора большой мощности. – Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2014. - №3. – С. 5-14.

ИЗМЕНЕНИЕ ПЛУТОНИЕВОГО ВЕКТОРА ОЯТ ПО МЕРЕ ВЫДЕРЖКИ И ХРАНЕНИЯ

*Григорьев И.А., Исанов К.А.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск*

Эффективное решение стратегических проблем атомной энергетики (АЭ) в среднесрочной и долгосрочной перспективе достигается переходом к замкнутому ядерному топливному циклу (ЗЯТЦ). Реализация ЗЯТЦ позволит решить ряд проблем: расширение топливной базы; вовлечение и минимизация объемов накопленного отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и утилизация минорных актинидов [1, 2]. Одним из вариантов реализации ЗЯТЦ может являться двухкомпонентная ядерная энергетическая система на базе тепловых и быстрых реакторов. Циркуляция материальный балансов плутония в такой системе может осуществляться непосредственно его многократным обменом между тепловыми и быстрыми реакторами, либо в виде одностороннего вовлечения нарабатываемого плутония тепловых реакторов в быстрые реакторы, с последующей выгрузкой на склады ОЯТ. По мере рециклирования плутония ОЯТ теплового реактора в быстром реакторе, достигаются эффекты по улучшению энергетического потенциала плутония, а также уменьшение доли короткоживущего изотопа Pu-241, который является основным источником образования Am-241.

Изотоп Pu-241 имеет сравнительно малый период полураспада ($T_{1/2} = 14,3$ лет), при этом имея наибольшую нейтронную ценность, его количество в ходе хранения уменьшается, что сказывается на энергетическом потенциале плутония, а также его количестве. Таким образом, эффективность повторного вовлечения такого плутония в составе регенерированного или смешанного уран-плутониевого топлива уменьшается. По мере хранения плутония ОЯТ реактора типа ВВЭР, происходит «старение» плутония, что приводит к уменьшению доли нечетных делящихся изотопов (уменьшение удельного энергетического потенциала плутония), уменьшение общего количества плутония, а также накопление Am-241.

В таблице 1 представлены данные о доле изотопов плутония в ОЯТ от действующих в России реакторов ВВЭР-1000 в 2025 году в зависимости от возраста ОЯТ, а также доля образовавшегося Am-241 относительно исходной массы Pu-241. В качестве исходных данных источника плутония в ОЯТ принимался плутониевый вектор реактора типа ВВЭР-1000 при соответствующей ему глубине выгорания [3].

Табл. 1. Вектор Pu и доля образовавшегося Am-241 в 2025 году в зависимости от возраста ОЯТ ВВЭР-1000

Возраст ОЯТ, лет	Доля изотопов, %					
	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241
41-45	2,4	62,0	27,0	1,8	6,8	10,2
36-40	2,5	61,6	26,8	2,3	6,7	9,7
31-35	2,6	61,2	26,6	2,9	6,7	9,1
26-30	2,7	60,7	26,4	3,6	6,6	8,4
21-25	2,8	60,0	26,1	4,6	6,5	7,4
16-20	2,8	59,2	25,8	5,7	6,5	6,3
15-23	2,9	58,2	25,4	7,2	6,4	4,8
6-10	2,9	57,0	24,9	8,9	6,2	3,1
1-5	3,0	55,6	24,3	11,0	6,1	1,0

Литература

1. Пономарев-Степной Н. Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР //Атомная энергия. – 2016. – Т. 120. – №. 4. – С. 30.
2. Тузов А. А. и др. К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики россии //Атомная энергия. – 2022. – Т. 133. – №. 2. – С. 71-76.
3. Исанов К. А., Колесов В. В., Кушнир Н. О. Однокомпонентный замкнутый топливный цикл реактора типа ВВЭР-1200 на энергетическом плутонии из ОЯТ //«Будущее атомной энергетики–AtomFuture 2023»: Тезисы докладов. – 2023. – С. 36.

ЭФФЕКТ ДОПЛЕРА В РЕЖИМЕ РАЗГОНА НА МГНОВЕННЫХ НЕЙТРОНАХ РЕАКТОРА С СИЛУМИНОВОЙ ТОПЛИВНОЙ МАТРИЦЕЙ

Богомолов Д.Е.^{1,2}, Кресов Д.Г.¹, Андреев В.В.²

¹АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

²НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород

К характеристикам аварии класса RIA относится величина выделяющейся в твэлах энергии, выступающая в качестве критериального параметра при обосновании безопасности [1]. При анализе аварий важно корректно учитывать способность реактора противостоять собственными качествами аварийным возмущениям, для реактивных аварий это определяется величиной и оперативностью срабатывания отрицательных обратных связей.

В современных водо-водяных реакторах малой мощности распространено применение дисперсионных твэлов с силуминовой матрицей. Поскольку она характеризуется относительной легкоплавкостью [2], возник интерес к оценке эффекта от задержки разогрева топливной композиции, связанной с расходом выделяющейся в топливной крупке энергии на разрушение кристаллической структуры силумина при его плавлении.

В настоящей работе этот эффект расчетным путем анализируется в режимах ступенчатого ввода внешней положительной реактивности на примере водо-водяной реакторной установки интегрального типа, находящейся в холодном пусковом состоянии с выведенными в критическое положение регулируемыми органами.

Время плавления силумина в твэлах оценивается исходя из величины его тепловой инерционности в различных модельных приближениях. В течение этого времени разогрев топливной крупки модельно останавливался, обуславливая и соответствующую коррекцию динамики разогрева теплоносителя.

Соотношение Нордгейма-Фукса [3] для выделившейся энергии позволяет количественно определить поправки к

доплеровскому коэффициенту для традиционного (без учета плавления) модельного подхода с целью учета эффекта от плавления силуминовой матрицы. Применение подобной поправки, полученной в настоящей работе, позволяет учесть исследуемый эффект от плавления без явного его моделирования.

В результате моделирования получены:

- ожидаемый эффект снижения эффективности отрицательных обратных связей по топливу и теплоносителю;
- зависимость поправки к выделившейся энергии от объемной доли топливной композиции, достигшей температуры плавления силумина;
- зависимость поправки к доплеровскому коэффициенту от объемной доли топливной композиции, достигшей температуры плавления силумина.

Полученные результаты позволяют сделать заключение о необходимости учета плавления силумина в слабо облученных дисперсионных твэлах при моделировании инцидентов со значительным вводом положительной реактивности. Отмечен ряд направлений по дальнейшему совершенствованию моделей для описания режимов подобного класса.

Литература

1. Седов А.А., Некоторые безопасностные и феноменологические аспекты быстрых реактивностных аварий водоохлаждаемых реакторов. Методологические проблемы их моделирования // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. – 1996. – Вып. 3. – С. 104-114.

2. Савченко А.М., Коновалов Ю.В., Кулаков Г.В. и др., Испытания дисперсионных твэлов с жаропрочным сердечником с регулируемой пористостью для атомных станций малой мощности // Атомная энергия. – 2021. – Т. 131, Вып. 6. – С. 324-327.

3. Хетрик Д., Динамика ядерных реакторов : [перевод с английского]. – М.: Атомиздат, 1975. – 400 с. – Перевод изд.: Dynamics of nuclear reactors / David L. Hetrick. The University of Chicago Press, Chicago and London.

РАЗРАБОТКА ЛАБОРАТОРНОЙ РАБОТЫ «МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ НЕЙТРОНОВ С ВЕЩЕСТВОМ МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО»

Вдовыкин С.А
ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Основная цель разработки — создание программы, обеспечивающей возможность проведения лабораторной работы, знакомящей студентов, изучающих курс «Ядерная физика», с взаимодействием нейтронов с веществом. Студенты могут задавать геометрию, параметры среды, начальное энергетическое распределение нейтронов.

Работа посвящена созданию и исследованию модели взаимодействия нейтронов с веществом, реализованной с использованием метода Монте-Карло на языке программирования Python. Созданная программа позволяет визуализировать ключевые процессы, происходящие при взаимодействии нейтронов с атомными ядрами — рассеяние, деление и захват [1]. При моделировании случайных величин, таких как пробег и энергия нейтронов, использовались методы, описанные в работе [2]. Программа предоставляет следующие возможности:

1. наблюдения за динамикой взаимодействия нейтронов в реальном времени, что облегчает понимание физических процессов;
2. получения энергетических спектров нейтронов;
3. вычисления критической массы и коэффициента размножения нейтронов различных делящихся веществ.

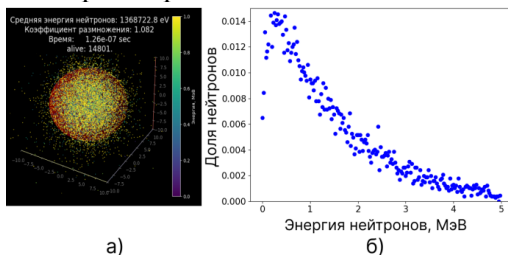


Рис. 1. Нейтронное поле внутри шара из чистого U-235,

а) распределение нейтронов; б) энергетический спектр нейтронов.

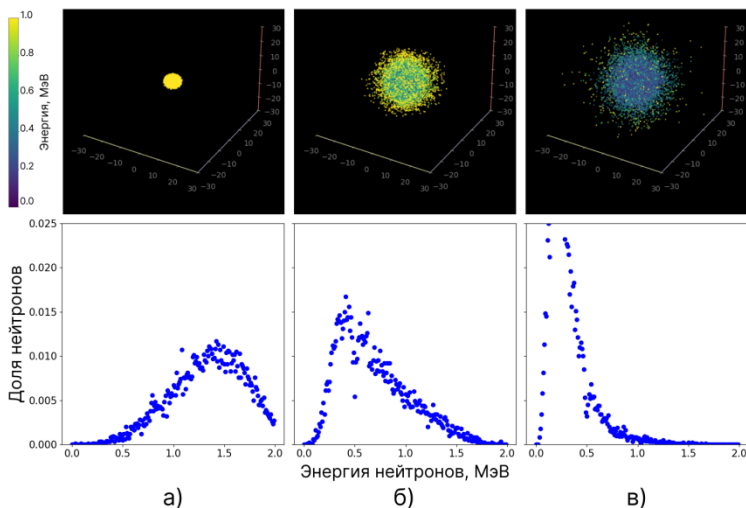


Рис. 2. Распределение и энергетический спектр замедляющихся Be-9 нейтронов спустя время t , а) $t = 10^{-9}$ с; б) $t = 10^{-8}$ с; в) $t = 2 \cdot 10^{-8}$ с.

В качестве иллюстрации на рис. 1 приведена визуализация распределения нейтронов внутри шара из чистого урана-235 (красный шар) критических размеров (радиус - 8 см, масса - 40,6 кг), в котором протекает самоподдерживающаяся реакция деления, и спектр нейтронов. На рис. 2 приведены 3 последовательных кадра анимации распространения нейтронов в бериллии. Изначально нейтроны сконцентрированы в точке.

Литература

1. Вейнберг А., Вигнер Е. Физическая теория ядерных реакторов. - ИЛ, 1961
2. Мальяр А.А., Драбо А.И., Пигарев А.Е., Животворев А.С. Моделирование статистических распределений с использованием метода Монте-Карло. - ВУНЦ ВВС, 2021

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АЛЬТЕРНАТИВНЫХ ВИДОВ ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ РИТМ-200

*Веретельник Н.К., Внуков Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Атомные станции малой мощности – это сейчас актуальная технология, которую используют в судовых транспортных перевозках по транспортному морскому пути. Также ресурс АСММ на ледоколах можно использовать для освоения территорий севера и снабжения их электроэнергией [1].

Актуальна задача определения состава топлива, загружаемого в активную зону реактора РИТМ-200. Возможны различные загрузки составов топлива с целью наработки полезных нуклидов, использования альтернативных видов топлива, в т.ч. отработавшего (из америция, нептуния, кюрия).

Среди описанного круга задач в исследовании планируется рассмотреть возможность использования отработавшего ядерного топлива и выжигание актинидов, а также альтернативные виды топлива (ТОХ).

Модель ТВС и реактора РИТМ-200 [2-3] создана в ПК Serpent [4] использованием библиотечных данных Jeff-3.1.1.

В исследовании использования ОЯТ исходное топливо заменяется на альтернативное, в котором варьируется доля Am/Th/Pu. Рассматривается использование оксидного топлива. Диапазон доли ThO₂ до 91%, PuO₂ до 35%, AmO₂ 0-20%. Существенно меньшая доля америция объясняется тем, что теплопроводность Am значительно ниже U.

Результаты показали, что доля делящихся нуклидов сокращается при использовании тория ввиду меньшего захвата им ядер относительно U238. При исходных 20% обогащения Kбеск = 1.04, схожее значение при использовании тория и урана-233 – 9% доля U233.

Литература

1. Шульга Р.Н., Петров А.Ю., Завидей В.И. Судовая атомная энергетика, как основа построения автономных систем

энергоснабжения при освоении арктических территорий // Экспозиция нефть газ. 2019. С. 93-97.

2. Savitsky D. E. Kuzmin A. V. The calculation of the campaign of reactor RITM-200 // IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering. 2021. P. 9.

3. Улямаев К.С., Миськов А.Д. Влияние неравномерности нейтронного потока на габариты реакторной установки типа «РИТМ» // Международный научно-исследовательский журнал. № 8 (98). 2020. С. 20-28.

4. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kaltiaisenaho T. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013 // Ann. Nucl. Energy. № 82. 2015. P. 142-150.

СЕКЦИЯ II
ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС

**НЕСТАЦИОНАРНАЯ ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬ
КОЛЬЦЕВОГО РЕБРА ПРЯМОУГОЛЬНОГО ПРОФИЛЯ
С ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕМ**

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

¹ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск

*²Филиал «Центратомтехэнерго» АО «Атомтехэнерго»,
г.Москва*

При использовании оребрения в оборудовании ядерной техники возникает необходимость определения влияния энерговыделения в ребре на его характеристики.

На текущий момент для кольцевого ребра прямоугольного профиля найдены стационарные характеристики без энерговыделения в ребре [1] и с учетом энерговыделения [2].

Целью данной работы является одномерный нестационарный расчет характеристик кольцевого ребра прямоугольного профиля с энерговыделением.

Поставлена одномерная нестационарная задача теплопроводности для кольцевого ребра с произвольным профилем при наличии в ребре энерговыделения. Методом преобразования Лапласа получено аналитическое решение задачи для ребра с прямоугольным профилем. Определены нестационарные характеристики ребра: эффективность, линейный тепловой поток через основание ребра и коэффициент наращивания поверхности.

С увеличением энерговыделения безразмерная температура ребра $U = \frac{T - T_c}{T_M}$ повышается, происходит ее выравнивание по высоте ребра. Получено, что стационарное состояние с точностью до 1 % при $Ro = \frac{q_v}{q_M} = 0$ достигается за безразмерное

время $\tau = \frac{t}{t_M} = 0,202$, при $Ro = 0,5$ – за $\tau = 0,197$, при $Ro = 1,0$ –

за $\tau = 0,194$. Расчет выполнен при следующих значениях

параметров: $\Delta = \frac{\delta}{r_1} = 0,12$, $U^0 = 1$, $Bi = 2$, $T_M = 130$ °С,

$q_M = 21,6 \frac{\text{МВт}}{\text{м}^3}$, $t_M = 23,4$ с, $r_1 = 12,5$ мм, $r_2 = 19$ мм,

$T_c = 20$ °С, где δ – полутолщина ребра, U^0 – распределение температуры по высоте ребра в начальный момент времени, r_1 , r_2 – внутренний и наружный радиусы ребра, T_c – температура среды, омывающей поверхность ребра.

С увеличением энерговыделения в ребре снижается его эффективность, линейный тепловой поток через основание ребра и коэффициент наращивания поверхности.

Рассмотрены зависимости характеристик ребра от параметра μ ($\mu^2 = \frac{Bi}{\Delta}$). Изменение μ достигается за счет варьирования

коэффициента теплоотдачи на поверхности ребра. С возрастанием μ температура ребра уменьшается, линейный тепловой поток через его основание увеличивается. В отсутствие энерговыделения при увеличении μ эффективность ребра и коэффициент наращивания поверхности уменьшаются, при $Ro > 0$ имеют максимумы в точках $\mu = \mu_{\text{макс}}$. Если $Ro = 0,5$, то максимумы достигаются при $\mu_{\text{макс}} = 1,43$, в случае $Ro = 1,0$ – при $\mu_{\text{макс}} = 1,81$.

Из условия, что линейный тепловой поток через основание ребра должен быть больше нуля, определено ограничение по значениям энерговыделения в ребре, при которых оребрение целесообразно. Значениям $\mu = 0,63$ и $\mu = 0,89$ соответствуют критические (максимально возможные) значения $Ro = 0,5$ и $Ro = 1,0$. В данных случаях вся теплота, выделяемая в ребре за счет внутреннего энерговыделения, передается через поверхность ребра теплоносителю, тепловой поток через основание ребра равен нулю. При $\mu < 0,63$ (в случае $Ro = 0,5$) и $\mu < 0,89$ (при $Ro = 1,0$) энерговыделение превышает критическое,

тепловыделение становится больше теплоотдачи с поверхности ребра, тепловой поток через основание ребра будет отрицательным.

Литература

1. Шнейдер П. Инженерные проблемы теплопроводности. – М.: Изд-во иностранной литературы, 1960.
2. Левченко В.А., Кащеев М.В., Дорохович С.Л., Зайцев А.А. Характеристики кольцевого ребра прямоугольного профиля с энергосвободением // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2021. – Вып. 4. – С. 98-105.

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ МЕТАСТАБИЛЬНОГО СЕРЕБРА В ПЕРВОМ КОНТУРЕ НА БЕЗОПАСНУЮ ЭКСПЛУАТАЦИЮ ЛАЭС-2

Евтушенко Е.А.¹, Кащеев М.В.², Левченко В.А.², Савинов Р.Н.¹, Шовиков А.В.^{1,3}

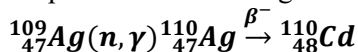
¹*Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Ленинградская атомная станция», г. Сосновый Бор*

²*ООО ЭНИМЦ «Моделирующие системы», г. Обнинск*
³*НИЯУ МИФИ, г. Москва*

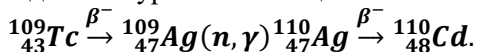
За последние годы эксплуатации энергоблоков Ленинградской АЭС-2 прослеживается тенденция увеличения мощности дозы от основного оборудования и трубопроводов первого контура и повышения содержания в баках переработки трапных вод (KPF40BB001,002) метастабильного серебра Ag-110m.

Существуют два пути образования Ag-110m в теплоносителе первого контура:

- в результате нейтронного захвата Ag-109



- из осколка деления урана – технеция



Как продукт деления Ag-110m практически не образуется.

Период полураспада Ag-110m составляет 249,8 суток с

основными гамма-линиями 657,76 и 884,68 кэВ, что ставит Ag-110m на один уровень воздействия на человека с продуктом коррозии Co-60, который является жестким гамма-излучающим радионуклидом. Достаточно большой период полураспада Ag-110m приводит к его постепенному накоплению в теплоносителе первого контура.

Для определения причин поступления Ag-110m выполнен анализ удельной активности Ag-110m при эксплуатации энергоблоков № 1, № 2 ЛАЭС-2 и в период ППР:

- в теплоносителе первого контура;
- в трубопроводах и оборудовании первого контура;
- в контрольных баках системы переработки трапных вод.

Для проведения исследования выбраны следующие методы:

- радиационный контроль в реперных точках (ГЦТ, стеллаж со штангами СУЗ, верхний блок);
- лабораторный анализ жидких сред (теплоноситель первого контура, воды в контрольных баках).

На рисунке 1 показан вклад радионуклидов ($T_{1/2} \geq 10$ суток) в активность от первого контура.

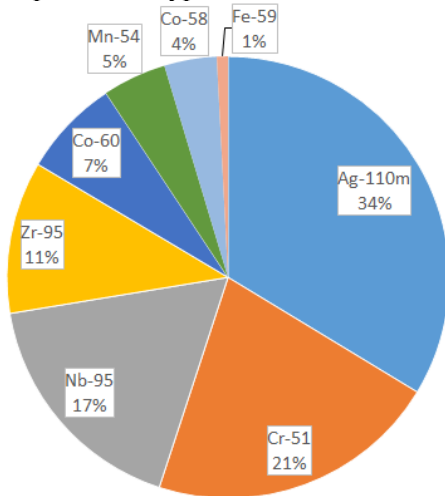


Рис. 1. Вклад радионуклидов в активность от первого контура

В работе приведены результаты исследований, выдвинуты технические предложения по улучшению безопасной

эксплуатации.

Увеличение удельной активности Ag-110m в теплоносителе первого контура при расхолаживании энергоблока, в других переходных режимах (при сбросах нагрузки, отключениях ГЦН, резком повышении концентрации борной кислоты) и в режиме работы «период ППР» связано с уменьшением скорости движения теплоносителя и снижением его температуры. Уменьшение температуры теплоносителя приводит к снижению растворимости Ag-110m и выпадению его в осадок, который задерживается в застойных зонах оборудования первого контура.

ОБОСНОВАНИЕ СООРУЖЕНИЯ КОМПЛЕКСА С НОВОЙ ПЕРСПЕКТИВНОЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКОЙ «УРАЛ»

*Чалтанов С.В.^{1,2}, Волчихина Ю.В.¹, Зырянова А.А.¹,
Русских И.М.¹, Селезнев Е.Н.¹, Ташлыков О.Л.²*

¹АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный

*²Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б. Н. Ельцина, г. Екатеринбург*

Россия располагает сбалансированным парком исследовательских реакторов (ИР), обеспечивающим исследования по всем направлениям ядерной науки и технологии, а также прикладные работы. Ведущие исследовательские центры с ИР имеют также комплексы с «горячими» материаловедческими камерами, обеспечивающими проведение совместных с ИР работ. Большинство этих установок было создано во второй половине XX века и сроки их службы неоднократно продлевались. Тем не менее, востребованность этих комплексов сохраняется и необходимость продолжения их эксплуатации, а также создания новых не вызывает сомнений. Именно этим фактором продиктована инициатива создания исследовательской установки с реактором «УРАЛ» (Универсального Реактора Атомного Легководного).

Основной целью сооружения новой исследовательской ядерной установки (ИЯУ) «УРАЛ» является обеспечение экспериментальной базой развития атомной науки и техники в

Госкорпорации «Росатом» путем сохранения научно-исследовательского ядерного центра на площадке АО «ИРМ» (г. Заречный Свердловской области) на базе современного реакторного комплекса с водо-водяным реактором бассейнового типа. Достижение этой цели вписывается в стратегические задачи России, сформулированные Президентом РФ – достижение технологической независимости и технологического лидерства.

Размещение ИЯУ «УРАЛ» запланировано на территории, включающей в себя большие кластеры потенциальных заказчиков – научные учреждения фундаментального и прикладного направлений исследований, предприятия оборонно-промышленного комплекса и Госкорпорации «Росатом».

На основании последнего рейтинга инновационного развития субъектов Российской Федерации, Свердловская область входит в десятку самых перспективных регионов страны [1]. Сооружение ИЯУ «УРАЛ» в уральском регионе также позволит развивать подготовку высококвалифицированных кадров для атомной отрасли Урала и Сибири.

Создание комплекса с новыми ИЯУ «УРАЛ» и материаловедческим комплексом защитных камер в соответствии с требованиями современных федеральных норм и правил в области использования атомной энергии обеспечит его надежную эксплуатацию на длительные годы. При этом предполагается сохранение многофункциональности комплекса для его мобильной адаптации к возможным изменениям приоритетов в развитии атомной энергетики России.

Будет сохранена определенная конкуренция между российскими исследовательскими центрами в области реакторного материаловедения, что будет способствовать выбору оптимальных решений по проведению исследований.

В докладе приведены перспективные научная и производственная программы работ на комплексе с ИЯУ «УРАЛ», которые формируют облик ИЯУ, комплекса защитных камер и технические требования к ним. Даны характеристики площадки размещения исследовательского комплекса с предполагаемым генеральным планом размещения объектов.

Литература

1. Рейтинг инновационного развития субъектов Российской Федерации. Выпуск 7 / В. Л. Абашкин, Г. И. Абдрахманова, С. В. Бредихин и др.; под ред. Л. М. Гохберга; Нац. исслед. ун-т «Высшая школа экономики». — М.: НИУ ВШЭ, 2021. — 274 с.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ИРТ-Т

*Пасько Д.В., Смольников Н.В.
НИ ТПУ, г. Томск*

Исследовательский реактор типовой – Томский (ИРТ-Т) является среднетемпературным реактором с тепловой мощностью 6 МВт. Активная зона реактора состоит из 20 тепловыделяющих сборок (ТВС) типа ИРТ-3М и 36 металлических бериллиевых блоков (Рис. 1). В качестве теплоносителя и верхней защиты используется обессоленная вода [1].

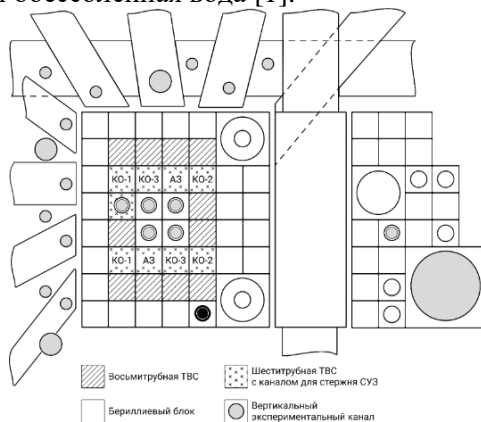


Рис. 1. Картограмма активной зоны и экспериментальных устройств реактора ИРТ-Т

Исследовательские ядерные реакторы (ИЯР) характеризуются главным образом высокой плотностью потока нейтронов в экспериментальных каналах и компактными размерами в сравнении с реакторами энергетического назначения, что

позволяет проводить широкий спектр исследований в междисциплинарных областях науки и техники.

Обычно на ИЯР происходит перегрузка наиболее выгоревших ТВС, что приводит к значительному перераспределению энерговыделения по активной зоне, поэтому определение теплофизических характеристик является важным компонентом при обосновании безопасности и оптимизации режимов эксплуатации. Как правило, для проведения подобных расчетов применяются CFD-программные средства. Одной из таких программ для проведения высокоточных расчетов трехмерных задач аэро-, гидродинамики и теплообмена является пакет программ «Логос» [2].

Для проведения моделирования на основе конструкторской документации разработана детальная модель активной зоны реактора ИРТ-Т в программе «Логос Аэро-Гидро» (Рис. 2).

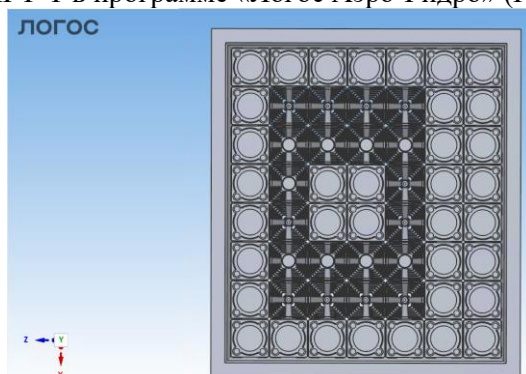


Рис. 2. Активная зона ИРТ-Т в программе «Логос Аэро-Гидро»

В качестве решения уравнения движения вязкой жидкости использовался алгоритм SIMPLE в разделенном решателе Гидро. Результаты моделирования активной зоны сравнивались с эксплуатационными параметрами первого контура охлаждения реактора ИРТ-Т.

Исследование показало, что модель с высокой точностью описывает теплогидравлические процессы, происходящие в реакторе ИРТ-Т. Отклонение от эксплуатационного значения перепада давления и температуры теплоносителя на выходе из активной зоны составило 0,12 кПа и 0,27 °С соответственно.

Литература

1. Глухов Г. Г., Диденко А. Н. Ядерный реактор ИРТ-Т НИИЯФ ТПИ в научных и прикладных исследованиях. //Атомная энергия. – 1988. – Т. 64. – №. 5. – С. 366-370.
2. ЛОГОС Аэро-Гидро. Решатель задач аэро-, гидро-, газодинамики и акустики [Электронный ресурс]. URL: <https://logos-support.ru/logos/aero-hydro/> (дата обращения 05.11.2024).

ИССЛЕДОВАНИЯ ГИДРОДИНАМИКИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМ ГАЗООХЛАЖДАЕМОМ РЕАКТОРЕ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ ПОЛОЖЕНИЯ ПОГЛОЩАЮЩЕГО СТЕРЖНЯ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ

*Курицин Д.Д., Николаев Д.С., Соколов Д.С., Дмитриев С.М.
НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

В качестве источника высокопотенциального тепла в составе атомной энерготехнологической станции рассматривается высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР). При разработке проекта ВТГР одной из ключевых задач является обоснование теплотехнической надёжности реактора. Основное внимание при этом необходимо уделять анализу гидродинамики теплоносителя, учитывая перераспределение потока гелия между каналами охлаждения, зазорами между тепловыделяющими сборками (ТВС) и каналом поглощающего стержня системы управления и защиты (ПС СУЗ), поскольку перераспределение этих потоков существенно влияет на температурное состояние активной зоны и соответственно на общую безопасность реакторной установки [1]. Данный факт требует проведения комплекса научно-исследовательских работ.

Авторами был разработан исследовательский стенд, включающий экспериментальную модель колонны ТВС в масштабе 1:1, выполненную в горизонтальной компоновке. Параметры модели составляют: длина — 10600 мм, размер «под ключ» — 360 мм. Внутри конструкции размещался имитатор ПС

СУЗ Для моделирования течения теплоносителя между соседними ТВС был предусмотрен вертикальный зазор между корпусом модели и блоками-имитаторами ТВС. В качестве рабочей среды использован воздух [2].

Экспериментальные исследования проводились с учетом трех различных положений имитатора ПС СУЗ: крайнее нижнее положение, промежуточное положение и крайнее верхнее положение. Дополнительно варьировались параметры гидродинамического режима, представленные числами Рейнольдса: $Re = 27000$, $Re = 35000$, $Re = 43000$, аналогичных значению данного критерия при температуре гелия на входе в ТВС ($He = 858\text{ C}^\circ$), на выходе из ТВС ($He = 858\text{ C}^\circ$) и среднему значению ($He = 594\text{ C}^\circ$).

Анализ результатов серии экспериментов показал, что изменение положения имитатора ПС СУЗ оказывает незначительное влияние на расход воздуха в вертикальном зазоре. Доля расхода в вертикальном зазоре составляет 3–4 % от общего расхода через модель.

Во всех экспериментальных режимах было обнаружено, что доля расхода теплоносителя через канал ПС СУЗ слабо зависит от положений стержня и составляет 16-18 % от общего на входе в модель. В области дросселирующего устройства доля расхода снижается до минимальных 6 % от общего. При этом анализ данных показал, что снижение расхода в канале СУЗ не вызывает пропорционального увеличения потока в зазоре, что указывает на утечки через межблочные зазоры в охлаждающие каналы ТВС.

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.

2. Легчанов М.А., Курицин Д.Д., Николаев Д.С., Башев К.Д., Демкина Т.Д. Результаты исследований по выработке

требований к экспериментальной модели тепловыделяющей сборки с поглощающим стержнем системы управления и защиты высокотемпературного газоохлаждаемого реактора // XXVIII Нижегородская сессия молодых ученых (гуманитарные, технические, естественные науки): Статьи и тезисы молодых ученых. - Нижний Новгород: Издательство "Перо", 2023. - С. 331-335.

АНАЛИЗ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ДАННЫХ СИСТЕМЫ ВЛАЖНОСТНОГО КОНТРОЛЯ ТЕЧИ ТРУБОПРОВОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС

*Нахабов А.В., Ханров В.Н.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В данной работе представлен анализ данных, полученных с датчиков влажности, установленных на Белорусской АЭС.

Цель исследования – анализ данных, полученных с датчиков влажности, на Белорусской АЭС. Методологической базой исследования является широко применяемый влажностный метод контроля [1].

Актуальность работы обусловлена постоянно растущими требованиями к обеспечению безопасности эксплуатации АЭС. Современные атомные электростанции нуждаются в надежных и эффективных системах контроля герметичности, способных своевременно выявлять даже незначительные утечки теплоносителя, что является критическим фактором для предотвращения аварийных ситуаций. Разработка и внедрение таких систем, основанных на различных физических принципах, является важнейшей задачей современной атомной энергетики.

Новизна работы заключается в создании специализированного программного обеспечения для обработки и фильтрации данных, получаемых системой влажностного контроля течей на реакторах типа ВВЭР. Разработанный алгоритм обработки данных позволяет осуществлять более точную и эффективную оценку параметров утечек. В работе предлагаются новые подходы к оценке параметров утечек через измерения скорости парогазового фронта и анализе значений

абсолютной влажности при разных параметрах течи на основе данных, полученных при эксплуатации реакторной установки

Исследование охватывает широкий спектр аспектов, начиная с теоретических основ используемых методов и заканчивая практическими результатами разработанного программного обеспечения на основе реальных эксплуатационных данных, полученных с БАЭС.

Литература:

1. Дворников, Павел Александрович. Комплексная система контроля течи теплоносителя РУ ВВЭР: диссертация ... доктора технических наук : 05.14.03 / АО «Ордена Трудового Красного Знамени и ордена труда ЧССР опытное конструкторское бюро «ГИДРОПРЕСС» — Обнинск, 2021

УПРАВЛЕНИЕ РЕСУРСНЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ ГРАФИТОВЫХ КЛАДОК РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК РБМК-1000

*Ильин И.А., Михальченко А.П., Подосинников А.А.,
Решетин В.Л.
АО «НИКИЭТ», г. Москва*

В процессе эксплуатации уран-графитовых реакторных установок в результате радиационно-термического воздействия изменяются физико-механические свойства и геометрические размеры графитовых блоков. Суммарное влияние эффектов, связанных с нейтронным облучением под воздействием температуры и их неоднородностью по сечению и высоте блока, приводят к его изгибу, нарастанию растягивающих напряжений на его наружной поверхности и, в итоге, к появлению продольных трещин и их раскрытию. Развитие указанных процессов приводит к искривлению колонн и кладки в целом, уменьшению зазора между кладкой и обечайкой металлоконструкции (МК) схемы «КЖ», а также к снижению несущей способности графитовых блоков. При достижении предельно-допустимого искривления дальнейшая эксплуатация энергоблока на мощности запрещена. Таким образом, величина

искривления графитовых колонн (ГК), наряду с прочностью графита, является характеристикой, определяющей срок эксплуатации энергоблока в целом.

Для обеспечения безопасной эксплуатации реакторных установок (РУ) РБМК в условиях старения графитовой кладки в 2012-2013 годах была разработана и успешно внедрена технология управления ресурсными характеристиками (УРХ) графитовых кладок, заключающаяся в удалении части графита путем резки графитовых блоков вдоль граней и смыкании разрезанных частей, что приводит к частичному выпрямлению колонн и кладки в целом.

За одиннадцать лет с момента первой успешной реализации технологии УРХ было выполнено 32 полномасштабных (с резкой до 300 ГК) и 10 локальных (с резкой до 80 ГК) ремонтов на девяти энергоблоках с РУ РБМК.

Растрескивание графитовых блоков кладки также приводит к исчерпанию проектного зазора между графитовыми колоннами каналов охлаждения отражателя (КОО) и обечайкой МК схемы «КЖ», что может привести к нарушению ее целостности. Несмотря на расчетные и экспериментальные обоснования безопасности силового взаимодействия МК и ГК, в настоящее время не допускается наличие контакта между кладкой и металлоконструкцией схемы «КЖ». Начиная с 2017 года в период проведения УРХ выполняются работы по контролю и увеличению величины зазора «ГК-КЖ» с помощью робототехнических средств, осуществляющих резку углов графитовых колонн КОО.

Технология УРХ в ходе своей реализации постоянно совершенствуется и оптимизируется в части ее методологии и применяемого оборудования для измерения параметров состояния графитовой кладки и резки колонн. Так в настоящее время выполняется резка ячеек рядами, а алгоритм построения схемы ремонта позволяет для достижения требуемого эффекта масштабировать количество разрезаемых ячеек.

Для поддержания достигнутого уровня безопасности эксплуатации графитовых кладок необходимо продолжить работы по оптимизации как с точки зрения выполняемых оценок по безопасности эксплуатации реакторных установок, так и с

точки зрения совершенствования технологии и оборудования выполняемых ремонтных работ.

Работы по управлению ресурсными характеристиками уже позволили обеспечить эксплуатацию энергоблоков № 1 и № 2 Ленинградской и Курской АЭС до окончания продленного срока службы (45 лет), а решение поставленных задач обеспечит работоспособность графитовых кладок энергоблоков Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС, чей срок службы в настоящее время продляется до 50 лет, что обеспечит стабильную генерацию электроэнергии на РУ РБМК-1000 до 2040 года.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ПАРОВОДЯНОЙ СМЕСИ НА СОСТОЯНИЕ ОКСИДНОГО ПОКРЫТИЯ СТАЛИ 12X18N10T ПРИ МОДЕЛИРОВАНИИ "БОЛЬШОЙ" ТЕЧИ ПАРОГЕНЕРАТОРА В СВИНЦОВОМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ

Погорелов М.Д., Бокова Т.А., Волков Н.С., Сумин Р.В., Зырянова Т.К., Сапожников Н.М.

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

Наиболее важным вопросом обеспечения стойкости конструкционных материалов, контактирующих со свинцовым теплоносителем, является поддержание целостности оксидных плёнок, выступающих в роли защитного покрытия на границе раздела «сталь – теплоноситель». Химические процессы жидкометаллической и кислородной коррозии, представляющие опасность при эксплуатации установки, равно как и характерные для тяжёлых жидкометаллических теплоносителей явления эрозии и вырыва металла конструкционных материалов трубных пучков, оказывают особенно сильное влияние на безопасность при аварийных режимах, одним из которых является межконтурная неплотность парогенератора [1]. Несмотря на то, что режим «большой течи» для реальной установки может осуществляться лишь при стечении определённых обстоятельств, изучение процессов, происходящих в ходе его реализации при моделировании, способно дать более полную картину протекания тех или иных аварийных ситуаций,

связанных с введением пароводяной смеси в свинцовый теплоноситель [2].

Исследование влияния пароводяной смеси на состояние оксидного покрытия стали 12X18H10T производилось на экспериментальном стенде ФТМ-2023 НГТУ, спроектированном для моделирования аварийного режима «межконтурная неплотность ПГ». Для испытаний были выбраны пучки с коридорным расположением труб и разной геометрией раскрытия трещины в месте предполагаемой течи пароводяной смеси. Трубные пучки перед испытаниями выдерживались в объёме теплоносителя при регламентных значениях термодинамической активности кислорода.

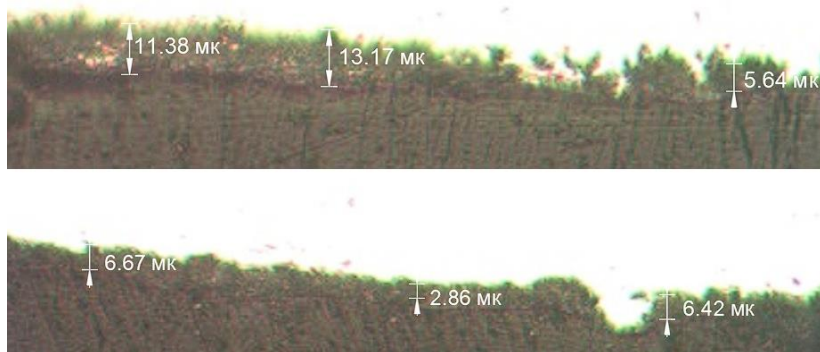


Рис. 1. Сравнение состояния оксидных покрытий на трубке, наиболее удалённой, и наиболее приближенной по отношению к месту истечения с прямоугольным отверстием

Испытания проводились в течение времени, необходимого для установления стабильного истечения пароводяной смеси из отверстий раскрытия.

По завершении эксперимента были произведены трибологические исследования трубок модельных пучков, определена толщина и микротвёрдость оксидных покрытий в точках измерений согласно разработанной схеме. Полученные результаты позволяют говорить о сложном комбинированном влиянии химического и механического износа на утонение оксидных плёнок на поверхностях конструкционных материалов, контактирующих со свинцовым теплоносителем.

Литература

1. Безносов А.В, Бокова Т.А. Оборудование энергетических контуров с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями в атомной энергетике: учеб. пособие / А.В. Безносов, Т.А. Бокова; Нижегород. гос. техн. ун-т им. Р.Е. Алексеева. – Нижний Новгород, 2011. – 536 с

2. Рачков В.И., Суслов И.Р., Хомяков Ю.С., Швецов Ю.Е. Анализ последствий крупной течи парогенератора в двухконтурной реакторной установке со свинцовым теплоносителем // Атомная энергия. – 2021. – Т. 130, № 4. – С. 183-188.

РАСЧЁТ ТЕМПЕРАТУРНОГО РЕЖИМА РАБОТЫ ШАРОВЫХ ТВЭЛОВ С TRISO ДЛЯ ВТГР

*Антонов И.А., Булгакова А.В., Малышева Е.А., Пармонова И.Л.
СПбПУ Петра Великого, г. Санкт-Петербург*

В последние годы особую актуальность получила задача проектирования атомных станций малой мощности (АСММ). Основой такой станции может стать высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР). В данной конструкции используются микротвэлы, диспергированные в ядерно-чистый графит, который дополнительно покрывается слоем чистого графита. Сам микротвэл представляет собой ядро из делящегося материала (кern), окружённое оболочками, обеспечивающими устойчивость к химическому, механическому воздействию и радиационному распуханию. В случае TRISO (tristructural isotropic), топливное ядро состоит из оксикарида урана и покрыто пористым углеродом, окружённым слоями пиролитического углерода и карбида кремния. Данное топливо способно выдерживать высокие температуры без плавления (до 1620°C [1]). Это преимущество является наиболее важным для современных ядерных реакторов. Кроме того, данный тип реакторных установок обладает высокой маневренностью за счет возможности изменения расхода теплоносителя, которое влечёт за собой незначительное изменение температуры топлива.

Особая форма топлива требует нахождения зависимостей для определения его рабочих параметров. На примере данных для энергоблока НТР-РМ, был рассмотрен стационарный процесс работы шаровой ТВС с оболочкой и многослойного микротвэла при максимальной температуре среды, равной 750 °С [1]. Каждая задача была решена численно в Ansys, а затем подтверждена аналитическим решением. Результаты решений представлены на рисунках 1-2.

Модель для первой задачи представляла собой однородный шарик с тепловыделением, находящийся в идеальном тепловом контакте с шаровой стенкой при граничных условиях III рода. Коэффициент теплоотдачи α для гелия был принят 8000 Вт/(м²·К) [2].

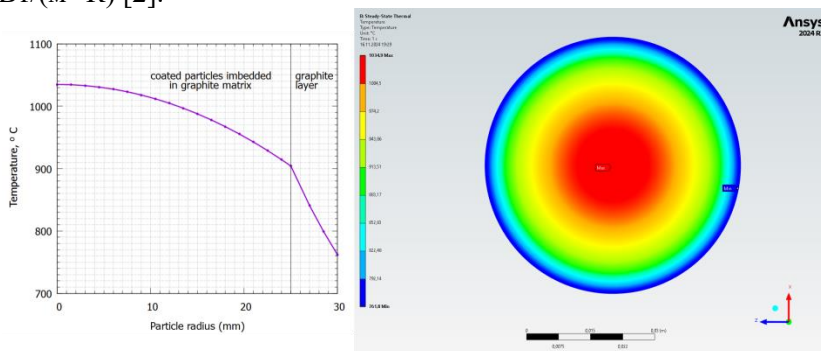


Рис. 1. Распределение температур в шаровой ТВС с оболочкой

Во второй задаче рассматривался многослойный шарик с тепловыделением и температурой поверхности, все слои которого находятся в идеальном тепловом контакте. Из результатов заметно, что теплоперепад в микротвэлах пренебрежимо мал и во многом зависит от температуры во всей зоне.

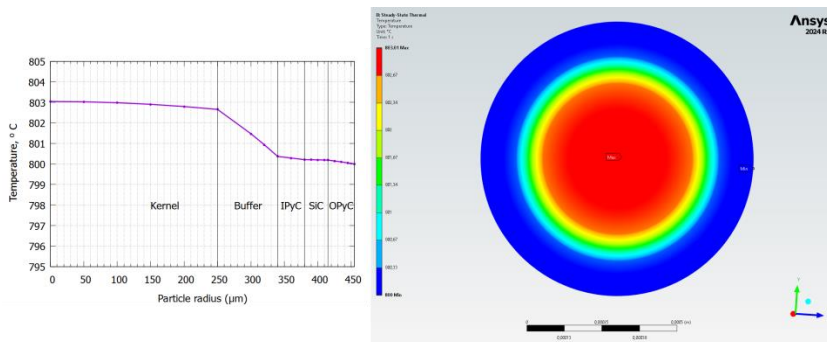


Рис. 2. Распределение температур в микротвэле с TRISO

Литература

3. Атомный эксперт [Электронный ресурс]. URL: https://atomicexpert.com/hot_forgotten_old (дата обращения 20.10.2024).

4. Trevor M. Letcher. Managing Global Warming: An Interface of Technology and Human Issues. - Academic Press, - United States, 2019

ИССЛЕДОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ И МАССООБМЕННЫХ ПРОЦЕССОВ В ВЫХОДНОМ СЕЧЕНИИ ТОПЛИВНОЙ КАССЕТЫ РЕАКТОРА РИТМ, ИСПОЛЬЗУЕМОГО В АТОМНОЙ СТАНЦИИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Соколов Д.С.; Демкина Т.Д.; Доронков Д.В., Курицин Д.Д., Николаев Д.С.

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

В настоящее время ведется разработка проекта атомной станции малой мощности (АСММ) с реакторной установкой РИТМ-200С. Отличительной особенностью новой активной зоны является использование топливных кассет, отличающихся от кассет атомных ледоколов [1-3] по нескольким параметрам: форме и размерам головки, геометрии твэлов, конструкции дистанционирующих решеток и форме центрального

вытеснителя. В связи изменений в конструкции головки топливной кассеты потребовались дополнительные исследования для оценки влияния потока на гидравлические характеристики твс, а именно на распределение поля скорости, расхода теплоносителя, а также на процессы перемешивания.

Для решения этой задачи на базе НГТУ им. Р.Е. Алексеева в НИЛ ТГ ЯЭУ был разработан и сконструирован исследовательский стенд, представляющий собой разомкнутого контура с воздушной рабочей средой. Установка состоит из системы нагнетания воздушного потока и экспериментальных моделей измерительного комплекса, которые представляют собой каналы шестигранной формы с установленными внутри элементами конструкции выходного участка топливной кассеты. Течение водяного теплоносителя моделируется воздушным потоком. Сливные окна головки предназначены для радиального выхода теплоносителя, сливные отверстия для осевого.

Все измерения осуществлялись при среднерасходной скорости в модели равной 31,1 м/с и числе Рейнольдса 75600. Анализ гидродинамической картины течения теплоносителя в выходном участке топливной кассеты осуществлялся с помощью полученных картограмм распределения безразмерных аксиальных скоростей и картограмм растекания примеси в поперечном сечении модели.

В результате экспериментальных исследований выявлено, что процесс перемешивания потока наиболее интенсивен за головкой с тремя сливными окнами и шестью сливными отверстиями, что обусловлено неоднородным распределением аксиальных и радиальных потоков теплоносителя, выходящих из окон и отверстий. Аксиальная скорость потока на выходе из окон и отверстий составила 1.7–1.9 и 1.4–1.6 соответственно.

За головкой с симметричным расположением шести сливных окон и отверстий наблюдается наименьшее количество зон с низкими аксиальными скоростями потока, что оказывает значительное влияние на перемешивание теплоносителя и, как следствие, на точность показаний термометра сопротивления. Аксиальная скорость потока на выходе из окон и отверстий составила 1.4–1.6 и 1.3–1.5 соответственно.

Для интенсификации процесса перемешивания теплоносителя возможно убрать из конструкции головки шесть сливных отверстий, сохранив шесть сливных окон. Такое техническое решение позволит интенсифицировать перемешивание теплоносителя благодаря усилению радиальных потоков на выходе из сливных окон путем исключения аксиального течения теплоносителя из сливных отверстий. Работа выполнена в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2024-0003).

Литература

1. Зверев Д.Л., Фадеев Ю.П., Пахомов А.Н., Галицких В.Ю., Полуничев В.И., Вешняков К.Б., Кабин С.В., Турусов А.Ю. Реакторные установки для атомных ледоколов. Опыт создания и современное состояние // Атомная энергия. 2020. Т. 129. Вып. 1. С. 29–37.

2. Зверев Д.Л., Самойлов О.Б., Морозов О.А., Захарычев А.А., Силаев В.Ю., Матяш П.Б., Вишнев А.Ю., Кашка М.М., Дарбинян О.Э. Активные зоны действующих атомных ледоколов // Судостроение. 2020. № 1 (848). С. 13–16.

3. Беляев В.М., Большухин М.А., Пахомов А.Н., Хизбуллин А.М., Лепехин А.Н., Полуничев В.И., Вешняков К.Б., Соколов А.Н., Турусов А.Ю. Опыт создания первой в мире плавучей АЭС. Направления дальнейшего развития // Атомная энергия. 2020. Т. 129. Вып. 1. С. 37–43.

ВОЗМОЖНОСТЬ НАРУШЕНИЯ ЦЕЛОСТНОСТИ НАПРАВЛЯЮЩИХ ТРУБ СУЗ В ПЕРИОД ГИДРОИСПЫТАНИЙ НА ПЛОТНОСТЬ ПЕРВОГО КОНТУРА ВВВЭР-1000

*Горянова Е.А., Авдеев Е.Ф.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Возможность отрыва пробок направляющих труб СУЗ, а также их деформации на этапе снижения давления послужила основанием для создания теоретической модели механизма

нарушения целостности направляющих труб СУЗ в период гидроиспытаний на плотность первого контура ВВЭР-1000.

Предполагаемый тип среза может свидетельствовать о том, что в местах разрушения или деформации происходит значительное увеличение давления, которое приводит к превышению допустимых значений напряжения, что согласно конструкторским расчетам возможно при достижении давления равного 540 бар (максимальное давление в первом корпусе ВВЭР-1000 при гидроиспытаниях на плотность равняется 180 бар). Поскольку такой характер повышения давления возможен только в ударных волнах, выдвигается гипотеза о их возникновении в данном процессе при понижении давления со 180 до 170 бар.

В настоящей работе рассматриваются возможность образования ударных волн и процессы, предшествующие их появлению [1], а также исследуется предполагаемый процесс развития аварии.

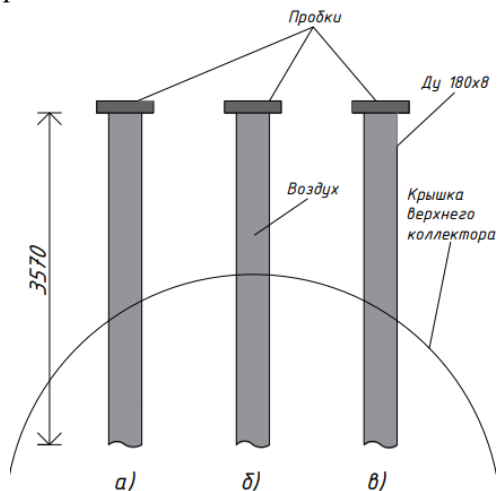


Рис. 1. Упрощенная схема расположения труб СУЗ

Основной задачей исследования является установление причин деформации труб СУЗ и отрыва пробок. С этой целью рассматриваются три случая (рис. 1.): а) труба СУЗ полностью

заполнена водой; б) труба СУЗ частично заполнена водой; в) труба СУЗ полностью заполнена воздухом.

На начальном этапе исследования, для рассмотрения процесса развития аварии, вводятся следующие условия: 1) в воде имеется растворенный воздух в период повышения давления; 2) учитываются особенности скорости звука в средах; 3) давление в конкретной точке пространства устанавливается при достижении этой точки звуковой волной.

С целью учета особенностей скорости звука исследуется зависимость скорости звука от давления в двухфазных средах с различным содержанием воздуха [1]. Также приводится пример тестового расчета, необходимого для определения напряжения в месте разрыва [2].

Литература

1. Дейч М.Е., Г.А. Филиппов. Газодинамика двухфазных сред. – М.: Энергия, 1968
2. Авдеев Е.Ф., Ющенко Н.Е. Расчет гидравлических характеристик реакторного контура. Учебное пособие по курсу «Механика жидкости и газа». – Обнинск: ИАТЭ, 2008

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ РАБОТОСПОСОБНОСТИ МОДЕЛЕЙ ГИДРОСТАТИЧЕСКИХ ПОДШИПНИКОВ В УСЛОВИЯХ СВИНЕЦ-ВИСМУТОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

*Колосов С.В., Бокова Т.А., Волков Н.С., Погорелов М.Д.,
Сумин Р. В., Зырянова Т.К., Сапожников Н.М.
НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

На сегодняшний день в России и за рубежом активно развивается технология использования тяжелых жидкометаллических теплоносителей (ТЖМТ). Так, например, в России имеется достаточно богатый опыт разработки реакторных установок атомных подводных лодок (АПЛ) с ТЖМТ, в настоящий момент ведутся разработки реакторных установок типа БРЕСТ-ОД-300, БР-1200 и СВБР, а в Бельгии проектируется ускорительно-управляемая система MYRRHA.

ТЖМТ обладают рядом уникальных свойств, отличающих их от традиционных теплоносителей и от жидкометаллических теплоносителей щелочного типа: они не смачивают оксидные пленки на поверхности конструкционных материалов, имеют высокую плотность и низкую вязкость. Также следует отметить, что с целью избегания образования отложений примесей на теплопередающих поверхностях и выпадения твердой фазы в потоке и на свободных уровнях ТЖМТ требуется постоянный контроль параметра термодинамической активности кислорода. Эти особенности использования ТЖМТ ставят перед разработчиками новые задачи, особенно в области подшипниковых опор для циркуляционных насосов.

В отечественных проектах опыт конструирования и эксплуатации главных циркуляционных насосов, работающих в составе оборудования реакторных установок, привел к широкому использованию гидростатических подшипников (ГСП), обеспечивающих режим жидкостной смазки. И, тем не менее, существующие методики расчета этих узлов не учитывают специфику ТЖМТ [1], а именно наличие примесей и включений твердых фаз в потоке теплоносителя.

Актуальность исследовательской работы определяется необходимостью гарантированной работоспособности циркуляционных насосов для стабильной работы реактора и надежного съема тепла с активной зоны. Необходим грамотный и глубокий анализ, направленный на выбор оптимального варианта конструкции подшипниковой опоры, учитывающего особенности ТЖМТ. Это позволит обеспечить долговечность и надежность работы всей системы.

В НГТУ им. Р.Е. Алексеева были исследованы гидравлические характеристики (расход, перепад давления) трех моделей гидростатических подшипников двойного взаимнообратного щелевого дросселирования. В рамках данной темы была отработана методика организации циркуляции ТЖМТ через модели ГСП, регулирования расхода и снятия гидравлических характеристик ГСП, после чего были сняты гидравлические характеристики ГСП при различных расходах ТЖМТ и частотах вращения вала в ГСП (0, 400, 600, 800, 1100 об/мин) при температурах ТЖМТ 390-410 °С.

По полученным гидравлическим характеристикам были косвенно определены эмпирические коэффициенты: коэффициент расхода и параметр скорости вращения вала.

Представленные результаты получены в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2023-0005 «Особенности и специфика применения тяжелых жидкометаллических теплоносителей в реакторных установках на быстрых нейтронах»).

Литература

1. Синев Н.М. Бессальниковые водяные насосы / Н.М. Синев, П.М. Удовиченко. – М.:Атомиздат, 1972. – 494 с. : ил.

ОЦЕНКА ВЕЛИЧИНЫ ЗАЗОРА МЕЖДУ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКОЙ И МЕТАЛЛОКОНСТРУКЦИЕЙ СХЕМЫ «КЖ» РЕАКТОРОВ РБМК

Антонов Н.А., Михальченко А.П., Подосинников А.А.,

Решетин В.Л.

АО «НИКИЭТ», г. Москва

На завершающей стадии эксплуатации уран-графитовых реакторных установок (РУ) типа РБМК-1000 главным фактором, ограничивающим ресурс энергоблока, является растрескивание графитовых блоков с последующим искривлением графитовых колонн, которое приводит к искривлению технологических каналов (ТК) и каналов системы управления и защиты (СУЗ), а также к исчерпанию зазора между периферийным рядом графитовых колон (ГК) ячеек с каналами охлаждения отражателя (КОО) и металлическим кожухом (металлоконструкцией Сх. «КЖ»), являющимся барьером безопасности.

Эксплуатационной документацией установлен контролируемый параметр – величина зазора между графитовой колонной и схемой «КЖ», который должен быть более 0 мм. С целью недопущения контакта ГК ячеек КОО и МК Сх. «КЖ» выполняется контроль величины зазора «ГК-КЖ», по результатам которого, при необходимости, выполняются компенсирующие мероприятия с использованием

робототехнических комплексов, направленных на восстановление зазора. Такой подход позволяет обеспечить безопасность эксплуатации РУ по данному критерию в период ускоренного формоизменения графитовой кладки.

Для определения объемов ремонта в качестве консервативного подхода в настоящее время принято, что уменьшение зазора «ГК-КЖ» в межремонтный период происходит с максимальной скоростью увеличения стрелы прогиба ТК и каналов СУЗ, зафиксированной на энергоблоке за данный период.

Для уменьшения консерватизма оценки скорости исчерпания зазора «ГК-КЖ», был выполнен анализ всего массива данных по контролю величины зазора «ГК-КЖ» в период с 2019 по 2024 год на энергоблоках №№3,4 Ленинградской АЭС, №№3,4 Курской АЭС и №1 Смоленской АЭС с реакторами РБМК-1000, позволивший установить зависимость между скоростью изменения стрелы прогиба ТК и каналов СУЗ и изменением зазора «ГК-КЖ». На рисунке приведены скорости изменения величины зазора «ГК-КЖ» и стрелы прогиба ТК и КСУЗ на КуАЭС-4.

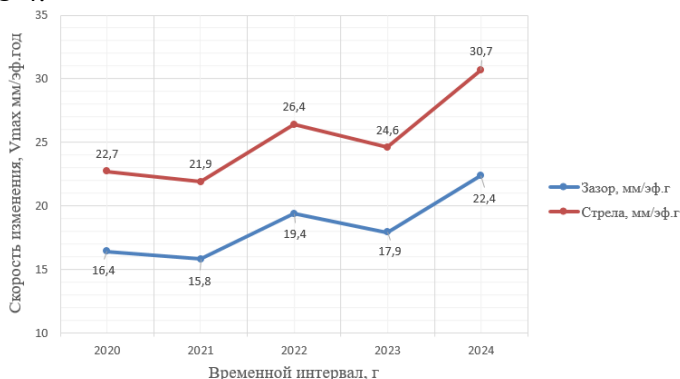


Рис.1 Максимальная скорость изменения величины зазора «ГК-КЖ» и стрелы прогиба ТК и КСУЗ на КуАЭС-4

Согласно выполненным оценкам, скорость изменения зазора «ГК-КЖ» значительно меньше максимальной скорости увеличения стрелы прогиба ТК и каналов СУЗ. Из-за различных свойств графита, режима эксплуатации, КИУМ и других

параметров, влияющих на процессы старения графитовых кладок для каждого энергоблока РБМК-1000 определен индивидуальный коэффициент опережения стрелы прогиба (КОС) относительно исчерпания зазора «ГК-КЖ». Полученные значения КОС находятся в диапазоне от 1,3 до 1,5.

Прогнозирование величины зазора «ГК-КЖ» с учетом КОС уменьшает консерватизм в применяемых на сегодняшний день расчетах. Данный подход позволит оптимизировать объемы и сроки выполнения восстановительных мероприятий, что снизит дозовую нагрузку на персонал, сократит количество радиоактивных отходов и увеличит экономическую эффективность эксплуатации РУ. Вместе с этим результаты выполненной работы могут быть использованы при обосновании работоспособности реактора РБМК-1000 по критерию исчерпания зазора «ГК-КЖ» до 50 лет и выше.

РАСЧЁТ ОСАЖДЕНИЯ БЛАГОРОДНЫХ МЕТАЛЛОВ НА ВНУТРЕННИХ ПОВЕРХНОСТЯХ РЕАКТОРНОГО КОНТУРА ЖСР

*Гаца П.В., Дудкин К.О., Игнатьев В.В.
НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва*

Концепция жидкосолевого ядерного реактора (ЖСР) основана на использовании ядерного топлива в жидкой фазе, допускающей в процессе работы реактора непрерывную коррекцию состава топливной композиции. В противоположность традиционной концепции ядерного реактора в ЖСР в той или иной мере предлагается осуществлять непрерывное управление ядерно—физическими, химическими и теплогидравлическими процессами, протекающими в топливе, а также выполнять непрерывную корректировку физических и химических свойств за счет контроля состава ядерного топлива. Актиниды и большая часть продуктов деления (ПД) образуют химические соединения растворимые в топливной соли. Помимо растворимых ПД, при делениях в топливной соли образуются нерастворимые: благородные газы и металлы (БМ, напр. Mo, Ru, Ag, Sb, Te и др.). Более половины последних осаждаются на

внутренних поверхностях реакторного контура. Согласно [1], осаждение БМ на внутренние поверхности реакторного контура ЖСР с циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов лития и бериллия может вызывать: (1) перегрев конструкционных материалов (КМ) от остаточного тепловыделения при сливе топливной соли в дренажные баки и (2) межкристаллитное растрескивание КМ из-за диффузии ПД теллура по границам зерен Ni-Mo-Cr сплава типа *Hastelloy-N*.

Разработана методика учёта переноса и осаждения БМ в реакторном контуре ЖСР, реализованная в виде ПС NM-MSR. Работоспособность методики проверена сравнением с результатами расчёта осаждения изотопа ^{130}Te в термоконвекционной петле [2].

Выполнено расчетное моделирование распределения осадений БМ в реакторных контурах исследовательского ЖСР с а.з. полостного типа тепловой мощностью 10 МВт (ИЖСР) и полномасштабного ЖСР сжигателя трансурановых элементов из ОЯТ ВВЭР тепловой мощностью 2400 МВт с а.з. циклонного типа (ЖСР-С) для частиц от 0,3 нм (моноатомные частицы) до 500 нм (верхняя оценка слипания частиц) [3]. Для упрощения моделирования 438 изотопов БМ, образующихся в промежуточном спектре нейтронов собраны в 8 групп.

Результаты расчета осаждения БМ показали зависимости распределения БМ от группы, размера частиц и режимов течения топливной соли в реакторном контуре. Определены места наибольшего накопления БМ в реакторном контуре; проведены оценки остаточного энерговыделения от БМ при диаметре частиц 50 нм (221 Вт в холодном трубопроводе ИЖСР и 486 кВт в трубках промежуточного теплообменника (ПТО) ЖСР-С); оценен тепловой эффект тепловыделения от БМ после слива топливной соли.

Склонность Ni-Mo-Cr сплавов к Te межкристаллитному растрескиванию и его глубина напрямую связаны с составом КМ, температурой и содержанием примесей в топливной соли, окислительно-восстановительным потенциалом системы. Определены равновесные потоки 24 изотопов Te на стенки ИЖСР и ЖСР-С с КМ типа *Hastelloy-N* при 700°C. Проведена оценка роста межзёренных трещин по модели Фишера. В ПТО

глубина трещин может достигать для ИЖСР и ЖСР-С соответственно ~40 и 120 мкм. Фактическая глубина трещин будет меньше, поскольку в расчетной модели межзёрненная граница моделируется прямолинейно.

Литература

1. Kedi R.J. The Migration of a class of fission products (Noble Metals) in the Molten Salt Reactor Experiment. ORNL-TM-3884, Oak Ridge National Laboratory, 1972;
2. Walker S.A., Abou-Jaoude A., Taylor Z., Salko R.K., Wei J. Coupled Thermal-Hydraulic Analysis and Species Mass Transport in a Versatile Experimental Salt Irradiation Loop (VESIL) Using CTF. J. Nucl. Eng. 2021, 2, 309—317;
3. Frederix E.M.A., Komen E.M.J. Simulation of noble metal particle growth and removal in the molten salt fast reactor. Nuclear Engineering and Design, 415 (2023) 1122690.

РАЗРАБОТКА ИЗМЕРИТЕЛЬНОГО КАНАЛА ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЙ АКТИВНОСТИ КИСЛОРОДА В ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ СО ВСТРОЕННОЙ ТЕРМОПАРОЙ

*Дворецкий С.В., Садовничий Р.П., Лотов В.С., Осипов А.А.
АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск*

Разработка реакторных установок с теплоносителем свинец и свинец-висмут является перспективным направлением работ. При эксплуатации таких установок первоочередными задачами становятся поддержание условий коррозионной стойкости конструкционных материалов и защита циркуляционного контура от шлакования. Важно отметить, что зачастую в качестве твердофазных шлаков выступают оксиды свинца, образующиеся в случае присутствия избыточного количества кислорода в установке с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ). Для достижения поставленных задач технология ТЖМТ требует поддержания уровня концентрации растворенного кислорода в строго заданном диапазоне.

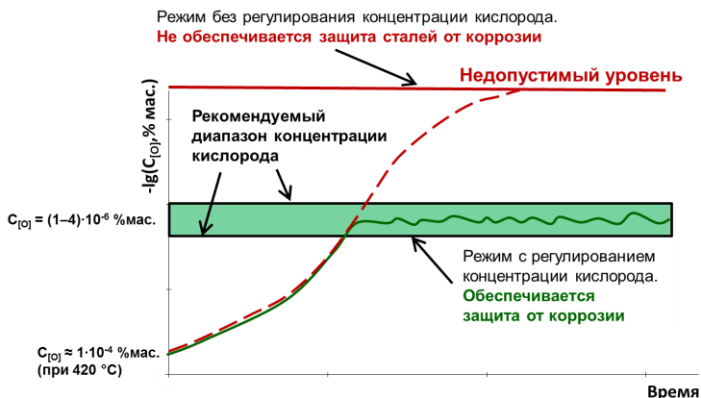


Рис. 1. Кислородные режимы установок с теплоносителем свинец [1]

Контроль уровня термодинамической активности кислорода (ТДА), напрямую связанной с концентрацией кислорода, требует применения средств измерения, позволяющих производить анализ оперативно и с высокой точностью. В ГНЦ РФ — ФЭИ наработан большой опыт по созданию датчиков активности кислорода (ДАК), отвечающих данным требованиям.

Существует несколько конструкционных решений для датчиков активности капсульного типа, применяемых в зависимости от требований установок. Одним из важнейших элементов таких датчиков служит ионопроводящая керамика, являющаяся твердым электролитом. ДАК позволяют зарегистрировать величину ЭДС, возникающую между электродом сравнения и изучаемым электродом (расплавом свинца или эвтектики свинец-висмут), и являющуюся функцией ТДА и температуры измеряемой среды [2]. То есть для определения концентрации кислорода в установке необходимо знать температуру расплава. В данной работе авторами разрабатывается измерительный канал со встроенной термопарой, которая располагается непосредственно внутри керамического чувствительного элемента. Контроль температуры внутри датчика позволяет не только повысить точность определения ТДА кислорода, но и расширяет его диагностические возможности, как в части определения

термодинамического состояния теплоносителя, так и в части достоверности его показаний.

Литература

1. Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю., Садовничий Р.П. и др., Научно-технические достижения в области технологии тяжелых жидкометаллических теплоносителей // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. Выпуск 3. - Обнинск, 2022

2. Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Стороженко А.Н. и др., Особенности метрологической поверки датчиков активности кислорода в жидкометаллических теплоносителях // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – Обнинск, 2012.

ТЕХНОЛОГИЯ И ОБОРУДОВАНИЕ ДЛЯ ВОССТАНОВЛЕНИЯ КАНАЛОВ СИСТЕМЫ СПЗО РУ ВВЭР-1200

*Петросян З.О., Пехов Д.С.
ООО «Пролог», г. Обнинск*

Одна из пассивных систем безопасности АЭС — система преднапряжения защитной оболочки (СПЗО). Эта система представляет собой совокупность более чем ста предварительно напряжённых арматурных пучков, расположенных в стенах и создающих проектное напряжённо-деформированное состояние защитной оболочки реакторного отделения АЭС. Обжатие внутренней защитной оболочки контейнмента (ВЗО) обеспечивает её целостность при возникновении избыточного давления в зоне локализации аварии. Каждый пучок натягивается с усилием 1500 тонн специальным гидравлическим домкратом. Отсутствие хотя бы одного пучка недопустимо.

Каналообразователи для протяжки тросов СПЗО формируются при помощи тонкостенных металлорукавов диаметром 200 мм, располагаемых в опалубке до заливки бетона. Длина канала составляет 150 м. Канал располагается вдоль окружности диаметром 43 м и имеет подъёмы и спуски в местах

выхода патрубков из ВЗО. В процессе монтажа арматуры и закладных деталей существует риск повреждения металлорукава, что может привести к протечке бетона внутрь канала и образованию пробки длиной несколько десятков метров. Это делает канал непригодным для дальнейшего использования.

Для восстановления проходимости каналообразователя необходимо, с помощью отбойных молотков, разрушить стену ВЗО толщиной 1,5 метра с высокой плотностью арматуры. После восстановления проходимости канала необходимо восстановить разрушенную арматуру и повторно забетонировать ремонтируемый участок.

Выполнение данных работ требует задействования значительных ресурсов (времени, оборудования и персонала), создаёт препятствие для продолжения строительства на время ремонта участка, а также приводит к снижению прочности конструкции ВЗО.

Целью данного проекта являлось создание технологии и оборудования для удаления бетонной пробки из канала без разрушения стены.

Задача осложнялась тем, что в канале, ещё до бетонирования стен, закладывается стальной трос, необходимый для дальнейшего протягивания арматурных пучков через канал. На тросе установлен металлический шаблон диаметром 190 мм, предназначенный для проверки канала на проходимость. В случае протечки бетона внутрь канала трос вместе с шаблоном оказывается забетонированным.

Для решения этой задачи был выбран абразивоструйный способ удаления бетона. Были подобраны оптимальные параметры оборудования, пылесоса и абразива.

Бетон удаляется абразивом значительно эффективнее, чем металл стенки трубы, образующей канал. Это позволяет контролировать траекторию расчистки в ходе работы и удалять бетон из канала сложной криволинейной формы, сохраняя его оболочку.

Для очистки двух каналообразователей на Курской АЭС-2 наша компания разработала и изготовила системы подачи и удаления абразива, автоматизированные системы управления,

оборудование для доставки рабочего органа через каналобразователь к залитому бетоном участку, а также средства для удаления троса, шаблона, осмотра канала и разрешения нештатных ситуаций, вызванных неправильной эксплуатацией оборудования. Общая длина очищенных участков составила 94 метра, было удалено 94 метра троса диаметром 10 мм и два металлических шаблона длиной по 400 мм. Работы проводились параллельно с возведением контейнента.

В ходе работ оборудование претерпело значительные изменения. Были устранены недостатки, выявленные в ходе работ. В результате мы имеем оптимизированную систему, способную решать данную задачу, сохраняя целостность контейнента, без задействования значительных трудовых ресурсов, не создавая помех дальнейшему строительству.

СТРУКТУРА ПОСТРОЕНИЯ ОСНОВНЫХ СИСТЕМ ПРОЕКТА ВВЭР-И

*Корнев Д.А., Смирнов Д.Е.
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск*

Атомные станции малой мощности – это оптимальное решение для стабильного и экологически чистого энергообеспечения потребителей на изолированных от центральных энергосетей территориях, регионов, отдаленных от горючих полезных ископаемых, для замены старых электростанций с повышенным выбросом углекислого газа (CO₂), уменьшения загрязнения водных и почвенных ресурсов. Такие станции обладают целым рядом преимуществ в дополнение к традиционным плюсам генерации электроэнергии на АЭС.

Например, атомные станции малой мощности являются многофункциональными проектами, предусматривающими помимо генерации электроэнергии возможности теплоснабжения и опреснения воды. Малый размер реакторной усатановки позволяет ускорить строительство станции, уменьшить необходимое количество персонала для

обслуживания и эксплуатации АЭС и быстро обеспечить энергонезависимость труднодоступных регионов.

Все это и привело к началу проведения исследовательских работ в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» для разработки собственного проекта реакторной установки малой мощности - проект интегральной реакторной установки ВВЭР-И с компенсатором давления, расположенным за пределами корпуса реактора.

Основной особенностью реакторной установки ВВЭР-И является интегрирование ПГ в корпус реактора и использование естественной циркуляции для отвода тепла от активной зоны во всех режимах эксплуатации блока. Это техническое решение обеспечило компактные размеры герметичной оболочки (диаметр герметичной оболочки уменьшен с 44 м до 30 м) и исключило использование трубопроводов большого диаметра.

ВВЭР-И является революционным проектом АСММ, в котором, со стороны физической части проекта, можно реализовать двухкомпонентный замкнутый цикл, а также реализовать наработку изотопов без потери тепловой энергии.

Отличительной особенностью проекта реакторной установки ВВЭР-И является использование только пассивных систем безопасности для преодоления всех аварийных режимов. А также отсутствие необходимости разрабатывать или вносить изменения в действующую нормативную документацию РФ и МАГАТЭ. Это обеспечивается за счёт разработки проекта реакторной установки с учётом референтных технологий и строгим соответствии действующим нормативным документам.

В данной работе представлены основные технологические решения в части систем нормальной эксплуатации и систем безопасности, а также описаны проектные основы и принципы работы применяемых в проекте реакторной установки ВВЭР-И систем.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВЕЛИЧИНЫ РАСЧЁТНОГО ДАВЛЕНИЯ ДЛЯ КОЖУХА ТЕПЛООБМЕННОГО МОДУЛЯ СПОТ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200 ОТ ВОЗДЕЙСТВИЯ ВОЗДУШНОЙ УДАРНОЙ ВОЛНЫ

*Петухова И. Д., Поволоцкая А. А., Кузин С.А.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск*

Система пассивного отвода тепла (СПОТ) используется в проектах ВВЭР-1000/412, ВВЭР-1200/392М и ВВЭР-1200/491 и представляет собой защитную систему безопасности, которая обеспечивает отвод остаточных тепловыделений от активной зоны реактора через второй контур. Основные требования к СПОТ заключаются в обеспечении непрерывного отвода остаточных тепловыделений в случае аварий, происходящих с отказом каналов системы аварийного расхолаживания парогенераторов с нормальным или аварийным электропитанием, при запроектных авариях с потерей всех источников электроснабжения переменного тока [1]. Основными элементами СПОТ являются трубопроводы пароконденсатного тракта с арматурой, воздухопроводы, теплообменные модули. В состав каждого модуля входит кожух (см. рис.1.)

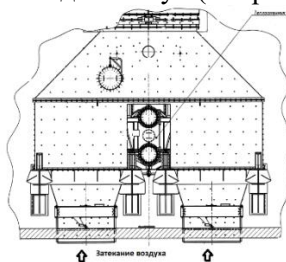


Рис. 1. Схема кожуха теплообменного модуля для ВВЭР-1000/412

Кожух теплообменного модуля должен быть рассчитан на нагрузки от особых динамических воздействий МРЗ и ПС, а также на механические воздействия от затекающей через входной коллектор СПОТ воздушной ударной волны (ВУВ) 10,2 кПа продолжительностью до 1 сек в соответствии с исходными техническими требованиями (ИТТ). От воздействия наружной

ударной волны кожух защищается ограждающими конструкциями и воздушными затворами теплообменного модуля.

Как видно из рис.1 затекание ВУВ может происходить в кожух (площадь S_1) через два прямоугольных отверстия ($2S_0$).

В соответствии с [2] процесс определения расчетного давления в кожухе описывается расчетным случаем: затекание через два входа в одно сквозное помещение. Законы изменения давления и других параметров во времени приняты одинаковыми для каждого входа. Построен график для расчета затекания ВУВ через два входа в кожух в зависимости от отношения площади сечения отверстия к площади сечения кожуха (см. рис.2).

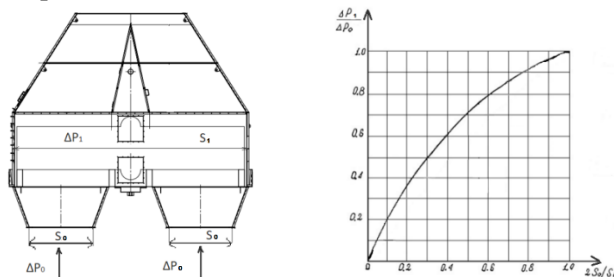


Рис. 2. График для расчета затекания ВУВ через два входа в кожух

Таким образом можно с помощью графика (см. рис. 2.) определить расчетный перепад давления в кожухе теплообменника СПОТ.

Литература

1. Галиев К.Ф., Яуров С.В., Гончаров Е.В., Вольнов А.С. Опыт ввода в эксплуатацию системы продувки парогенераторов проекта АЭС-2006 (РУ В-392М). // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2017. – № 3. – С. 162-170. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2017.3.15>.

2. РД 95.10533-96. Руководство по определению параметров ударных волн при затекании в помещения и коммуникации различной конфигурации и нагрузок на строительные конструкции и оборудование атомных станций. – М., Минатом РФ, 1996 г.

РАСЧЕТ ПРОТОТИПА ВОЗДУШНОГО ТЕПЛООБМЕННИКА ДЛЯ ЯЭУ БН

Патракеева А.И.¹, Сергеев В.В.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

²АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск

Современные требования безопасности в атомной энергетике требуют проектирования энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах, гарантирующих безопасность при авариях, вызванных отказом оборудования, за счёт технических и организационных мер.

При полной потере электропитания расхолаживание реактора типа БН через парогенератор прямоточного исполнения с малым запасом воды невозможно. С этой целью для трехконтурных ЯЭУ БН предусмотрен 4-й натриевый контур аварийного расхолаживания на естественной циркуляции (далее - ЕЦ). Контур отводит тепло из бака реактора через автономный теплообменник, связывающий первый контур с четвертым, и отдает отведенное тепло в окружающую среду через теплообменник (далее - ТО) натрий-воздух.

В данной работе представлено численное моделирование ТО натрий-калий-воздух, имитирующего натурный ТО в уменьшенном масштабе. Целью работы является определение эффективности охлаждения за счет естественной конвекции воздуха.

На начальном этапе было проведено прямое моделирование охлаждения одной горячей медной пластины в большом объеме воздуха. Моделирование производилось в программе Ansys Fluent [1] и сравнивалось с эмпирической формулой:

$$Nu = 0,60(Gr \cdot Pr)^{0,25}$$

Формула для расчета местных коэффициентов теплоотдачи при свободном ламинарном течении вдоль вертикальных стенок
Таб. 1 – Параметры расчетной модели

Температура пластины, °С	100	200
Высота пластины, м	0,1	
Шаг сетки, м	0,00025	

Источник: [2]

Выбор размера шага сетки обусловлен проблемой разрешения пограничного слоя. Как видно из рисунка 1, нам удалось разрешить пограничный слой.

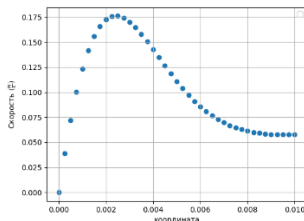


Рис. 1 – Скорость вертикального потока в пределах пограничного слоя в центре пластины с температурой 100 °С

Полученное значение коэффициента теплоотдачи отличается от рассчитанного по эмпирической формуле примерно на 17% .

Таким образом, прямое численное моделирование ЕЦ показывает удовлетворительное соответствие опытным данным.

Табл.2 – Сравнение коэффициентов теплоотдачи

Температура горячей стенки, °С	Коэффициент теплоотдачи, полученный с помощью Ansys Fluent	Коэффициент теплоотдачи, полученный по эмпирической формуле
100	6,67	8,11
200	8,32	10,06

Исследуемая модель ТО представляет собой вертикальную цилиндрическую трубку длиной 744 мм, в которой циркулирует натрий-калиевый сплав. Сама стенка трубки изготовлена из нержавеющей стали. На трубку плотно посажена внешняя оперённая труба, выполненная из меди. В модели предусмотрены 6 последовательных блоков, в каждом из которых находится по 18 медных вертикальных ребер с углом раскрытия 20 градусов по азимуту.

Была разработана инженерная программа расчета данного ТО в одномерной стационарной постановке на языке Python, использующая эмпирические зависимости для расчета коэффициентов теплопередачи сплава, воздуха и коэффициента теплопередачи. На рис. 3 представлены результаты расчета ТО.

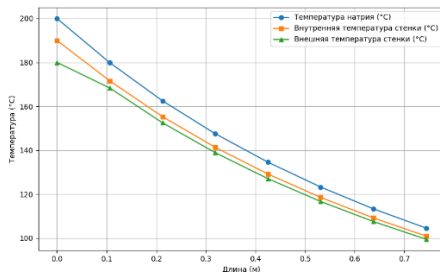


Рис. 3 – Распределение температуры в теплообменнике

Эта работа способствует более глубокому пониманию процессов естественной конвекции при охлаждении в теплообменниках.

Литература

1. ANSYS, Inc, ANSYS Fluent User’s Guide. Release 15.0. – November, 2013.
2. Исаченко В.П., Осипова В.А., Сукомел А.С., Теплопередача. 3-е изд., переработанное и доп. – Москва, 1975, с. 236

АНАЛИЗ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК НАТРИЕВОГО ОБОРУДОВАНИЯ

*Ревякина П.А., Бессонов И.А., Лезов А.Д., Завадский Д.И.,
Клебанский Е.Р., Осанкин С.А., Якимов М.И., Ташлыков О.Л.
Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б. Н. Ельцина, г. Екатеринбург*

В современной инженерной практике моделированию уделяется особое внимание. Вычислительные пакеты позволяют прогнозировать теплофизические процессы и производить анализ полученных характеристик, при этом не требуя значительных материальных и временных ресурсов для получения результата.

В качестве инструмента моделирования был выбран пакет вычислительной гидродинамики SolidWorks Flow Simulation.

Объектами моделирования стали следующие участки: система контроля межконтурной плотности и система отвода аргона из парогенератора ПГН-200М реакторной установки БН-600. Систему отвода аргона можно условно разделить на три участка: 1 – вертикальная часть трубопроводов рядом со сливным коллектором натрия; 2 – горизонтальная часть рассматриваемых трубопроводов; 3 – одиночный коллектор сливных труб.

Начальным этапом работ стало определение геометрических характеристик исследуемых трубопроводов, а также проведение замера температур на поверхности теплоизоляции рассматриваемого объекта по его длине.

Исследуемый участок трубопроводов заключен в теплоизоляционный материал, свойства которого представлены в таблице 1.

Табл. 1-Теплофизические параметры теплоизоляции

Параметр	Значение
Коэффициент теплопроводности, Вт/(м·К)	$0,035+0,17 \cdot 10^{-3} \cdot t$, где t – температура материала теплоизоляции, °С
Плотность, кг/м ³	50
Удельная теплоемкость, Дж/(кг·К)	840

Так как исследуемые участки тепломеханического оборудования находятся в реальных условиях, на них воздействуют различные факторы окружающей среды: температура стен помещения, температура, поддерживаемая в помещении, потоки воздуха, создаваемые приточно-вытяжной вентиляцией. В качестве определяющей температуры модели была выбрана температура окружающей среды, а влияние основных натриевых трубопроводов парогенератора было исключено с целью упрощения расчета. В связи с этим температура на поверхности изоляции, полученная опытным путем, и температура, полученная при моделировании в вычислительном пакете, имеют незначительное отличие.

Результаты моделирования показали, что расчетная температура на поверхности теплоизоляции трубопровода линии

отвода аргона имеет среднее отклонение от прямого измерения: для участка №1 – 7,73%; для участка №2 – 12,11%; для участка №3 – 10,85%. Среднее отклонение от прямого измерения для оборудования системы контроля межконтурной плоскости составило 11,1%. Данное отклонение обусловлено влиянием конвективных потоков от неучтенных в моделировании близлежащих натриевых трубопроводов и неточностью приборов прямого измерения температур (пирометра).

Литература

1. Пряхин, В. Н. Использование математических моделей двухфазных потоков для анализа теплогидравлических процессов на АЭС / В. Н. Пряхин // Теплоэнергетика. – 1994. – № 5. – С. 40-42. – EDN AIUPGP.

2. Tashlykov O.L., Bessonov I.A., Lezov A.D., Chalpanov S.V., Smykov M.S., Skvortsov G.I., Klimova V.A. (2022) Computational and experimental studies into the hydrodynamic operation conditions of container filters for ion-selective treatment. Nuclear Energy and Technology 8(3): 197–202. <https://doi.org/10.3897/nucet.8.94105>

3. Kurteev A. V., Klimova V. A., Sevastyanov M. M., Tashlykov O. L. Numerical simulation of residual heat removal from the spent fuel assemblies storage pit. December 2019. AIP Conference Proceedings 2174(1): 020170.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ РАБОТЫ МАГНИТНОГО РАСХОДОМЕРА ТЯЖЕЛОГО ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ РЕГУЛИРОВАНИИ КОЛИЧЕСТВА КИСЛОРОДА

*Сапожников Н.М., Колосов С.В., Шалина Д.С., Сумин Р.В.,
Погорелов М.Д. Волков Н.С. Зырянова Т.К. Бокова Т.А.
НГТУ им. Р.Е. Алексеева, г. Нижний Новгород*

В настоящее время в России активно ведутся работы по созданию реакторных установок на быстрых нейтронах с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ) типа БРЕСТ-ОД-300, БР-1200 и СВБР [1].

Для стабильной работы любой ядерной энергетической установки необходимо обеспечение контроля расхода теплоносителя, ввиду потребности в постоянном отводе тепла от активной зоны.

Одним из возможных средств измерения расхода жидкометаллического теплоносителя является магнитный расходомер, принцип действия которого основан на прямом преобразовании расхода в сигнал на основе закона электромагнитной индукции Фарадея [2].

Изменение концентрации кислорода в ТЖМТ приводит к изменению толщины оксидной пленки на внутренней стенке трубопровода. Из-за роста толщины оксидных пленок, в свою очередь, растет контактное сопротивление между ТЖМТ и конструкционным материалом.

В НГТУ им. Р.Е. Алексеева было проведено экспериментальное исследование характеристик магнитного расходомера на высокотемпературном стенде ФТ-1 НГТУ со свинец-висмутовым теплоносителем.

В ходе эксперимента расход теплоносителя измерялся объемным методом с помощью расходомерного бака. Начало и конец отсчета времени заполнения контролировались по электроконтактным датчикам уровня.

Возникающая при циркуляции токопроводящей жидкости (ТЖМТ) в магнитном поле разность потенциалов снималась с помощью электродов, приваренных к наружной стенке трубопровода.

Термодинамическая активность кислорода (ТДА) в течение эксперимента варьировалась от $a=10^0$ до $a=10^{-5}$. Регулирование концентрации кислорода в теплоносителе осуществлялось с путем восстановления его водородом, подаваемого в толщу теплоносителя. ТДА в свинец-висмутовом теплоносителе отслеживалась с помощью датчика активности кислорода, разработанного в ФЭИ. Экспериментально было установлено, что оптимальный диапазон ТДА от $a=10^{-3}$ до $a=10^{-4}$. Этот диапазон соответствует наибольшим значениям сигнала магнитного расходомера

Представленные результаты получены в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2023-0005 «Особенности и специфика применения тяжелых жидкометаллических теплоносителей в реакторных установках на быстрых нейтронах»).

Литература

1. Адамов Е.О., Большов Л.А., Ганев И.Х. и др. Белая книга ядерной энергетики. М-во Рос. Федерации по атом. энергии. М.: Изд-во ГУП НИКИЭТ, 2001. 269 с.
2. И. Д. Вельт, Е. А. Дьяконова, Ю. В. Михайлова, Н. В. Терехина, Магнитный расходомер для быстрых натриевых реакторов // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122, № 4. – С. 203-209.

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

**АЛГОРИТМ РАСЧЁТА МЕТРОЛОГИЧЕСКИХ
 ХАРАКТЕРИСТИК ДИАГНОСТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ
 ЭЛЕКТРОПРИВОДНОЙ АРМАТУРЫ**

Коноводова В.В.¹, Петерс Н.А.¹, Лапкис А.А.¹, Егорова В.П.²

¹*ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск*

²*НИИ АЭМ ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск*

Электроприводная арматура (ЭПА) является одним из основных и наиболее массовых объектов использования на атомной электрической станции (АЭС). В процессе эксплуатации производится регулярная диагностика технического состояния ЭПА. В связи с этим необходимо оценивать показатели точности прямых и косвенных измерений. Измерение и расчет показателей должны производиться в соответствии с Приказом ГК Росатом [1].

В соответствии с [2], [3] был проведен расчет метрологических характеристик диагностических параметров ЭПА. На примере плавности хода по току при выполнении операции «открытие», согласно [4] выведем формулу вычисления погрешности.

$$\gamma_I = \left(1 - \frac{I_{\max po} - I_{\min po}}{I_{mean po}} \right) \cdot 100\%$$

Примем, что $I_{mean po} = \frac{I_{\max po} + I_{\min po}}{2}$, тогда

$$\gamma_I = \left(1 - \frac{2(I_{\max po} - I_{\min po})}{I_{\max po} + I_{\min po}} \right) \cdot 100\%$$

Расчёт погрешности можно провести при помощи разложения функции в ряд Тейлора. Для достижения необходимой точности вычислений можно пренебречь частными производными высших порядков. Приведём пример вычислений:

$$\Delta\gamma_I = \sqrt{\left(\frac{\partial\gamma_I}{\partial I_{\max po}}\right)^2 \cdot \Delta I_{\max po}^2 + \left(\frac{\partial\gamma_I}{\partial I_{\min po}}\right)^2 \cdot \Delta I_{\min po}^2} \cdot 100\%$$

$$\frac{\partial\gamma_I}{\partial I_{\max po}} = -\frac{4I_{\min po}}{(I_{\max po} + I_{\min po})^2}$$

$$\frac{\partial\gamma_I}{\partial I_{\min po}} = \frac{4I_{\max po}}{(I_{\max po} + I_{\min po})^2}$$

Следовательно, итоговая формула имеет вид:

$$\Delta\gamma_I = \sqrt{\left(\frac{4I_{\min po}}{I_{\max po} + I_{\min po}}\right)^2 \cdot \left(\frac{\Delta I_{\max}}{I_{\max po} + I_{\min po}}\right)^2 + \left(\frac{4I_{\max po}}{I_{\max po} + I_{\min po}}\right)^2 \cdot \left(\frac{\Delta I_{\min}}{I_{\max po} + I_{\min po}}\right)^2} \cdot 100\%$$

Аналогичным образом были проведены расчеты для остальных диагностических параметров.

Согласно данному алгоритму расчета составлена таблица величин и их погрешности для использования при диагностике ЭПА.

Литература

1. Приказ от 31.10.2013 N 1/10-НПА. Об утверждении метрологических требований к измерениям, эталонам единиц величин, стандартным образцам, средствам измерений, их составным частям, программному обеспечению, методикам (методам) измерений, применяемым в области использования атомной энергии / ГК по АЭ «Росатом».

2. ГОСТ Р 8.997-2021. Алгоритмы оценки метрологических характеристик при аттестации методик измерений в области использования атомной энергии: национальный стандарт Российской Федерации: издание официальное: 2021-10-01 / подготовлен М.: Стандартинформ, 2021. – 23 с.

3. Сергеев, А. Г. Метрология [Текст] / А. Г. Сергеев — 1-е изд. — Москва: Логос, 2005 — 272 с.

4. МТ 1.2.3.02.999.0085-2010 «Диагностирование трубопроводной арматуры. Методика», НИИ «Энергомашиностроения», 2010. - 127с

**МЕТОДИКА ДИАГНОСТИРОВАНИЯ ТЕЧИ В
ТРУБОПРОВОДАХ ТЕПЛОВЫХ СЕТЕЙ ФИЛИАЛА АО
«РИР» В Г. ОБНИНСКЕ**

*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.

Методологической основой в работе выступают методы обнаружения течи в трубопроводах, а именно метод акустического контроля [1].

Практическая значимость заключается в разработке и предложении методики определения места и величины расхода течи с использованием акустического метода. Реализация системы на практике позволит значительно повысить оперативность выявления и устранения протечек.

Тема контроля течи трубопроводов актуальна, потому что в последние годы наблюдается тенденция к снижению надежности тепловых сетей, что ведет к значительным материальным и финансовым потерям, приводит к нарушению нормальных условий жизни и работы людей, сбоям в технологических процессах.

Особое внимание уделено изучению акустического метода контроля течи, который способен обнаруживать утечки на ранней стадии, что позволяет предотвратить значительные экономические и экологические последствия. Внедрение данного метода позволит повысить надежность и эффективность работы тепловых сетей, обеспечивая бесперебойное теплоснабжение потребителей.

Научная новизна работы заключается в предложении методики к использованию системы постоянного мониторинга течи трубопроводов тепловых сетей, с применением акустического метода. Работа акцентирует внимание на важности перехода от периодических проверок к постоянному мониторингу [2].

Система постоянного мониторинга минимизирует экономические и экологические риски, связанные с утечками в трубопроводах, путем их своевременного выявления и предотвращения негативных последствий.

Акустический метод контроля успешно применяется для выявления утечек в трубопроводах тепловых сетей. Исследование подтвердило его высокую эффективность, включая разработку специальных алгоритмов и адаптацию технологий АЭС к условиям теплосетей.

Работа показывает, что внедрение акустического метода контроля течей способно значительно повысить эффективность тепловых сетей, снизить потери тепловой энергии и затраты на ремонт и обслуживание.

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.

РАЗРАБОТКА АВТОМАТИЧЕСКОГО РЕГУЛЯТОРА МОЩНОСТИ ТРАНСПОРТНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ

*Корчагин Д.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В работе рассматривается вопрос разработки автоматического регулятора мощности (АРМ) системы автоматического регулирования (САР) транспортной энергетической установки. Важным фактором при разработке является учёт особенностей строения и функционирования всей установки. Чтобы повысить эффективность, надёжность и безопасность системы при дальнейшей эксплуатации, необходимо провести компьютерное моделирование.

При разработке энергетических установок необходимо соблюдать высокий уровень надежности, безопасности и эффективности. Использование ядерных технологий на транспортных установках предоставляет уникальные возможности для расширения эксплуатационных характеристик транспортных установок. Это накладывает ряд требований и особенностей, в том числе необходимость строгого контроля над мощностью реактора [1].

Автоматическое управление мощностью является ключевым аспектом в работе ядерных энергетических установок, так как от этого зависят как эксплуатационные характеристики установки, так и уровень безопасности. Для обеспечения стабильной и безаварийной работы в условиях изменяющейся нагрузки условий требуется разработка высокоточного автоматического регулятора.

Целью работы является разработка автоматического регулятора мощности, функционирующего совместно с упрощенной математической моделью объекта управления. Для решения поставленной цели были поставлены задачи:

- разработка упрощенной математической модели объекта управления, датчиков и исполнительных механизмов;
- разработка и отладка алгоритмов аппаратуры САР;
- проведение моделирования функционирования САР;
- проведение отладки АРМ;
- проведение верификации разработанных алгоритмов.

В ходе работы в САИР «SimInTech» проведена разработка и отладка алгоритмов аппаратуры САР, модели объекта управления, датчиков нейтронных и технологических параметров и исполнительных механизмов. Проведено моделирование переходных процессов функционирования системы, получены графики изменения нейтронных и технологических параметров,

На дальнейших этапах работы планируется создание комплексной математической модели объекта управления с обеспечивающими технологическими системами. Разработанный АРМ будет иметь практическое применение в составе транспортной энергетической установки.

Литература

1. Юркевич Г.П. Системы управления ядерными паропроизводящими установками: Принципы работы, создания и анализа: В 2 т. – М.: 2018. – Т. 1 – 448 с., Т. 2 – 360 с.

МЕТОДЫ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ПЕЧАТНЫХ ПЛАТ

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

Важной составляющей многих электронных устройств являются печатные платы, служащие для соединения и взаимодействия всех электронных компонентов. Качество и надежность печатных плат непосредственно влияют на функциональность и долговечность конечного продукта. Поэтому обеспечение их исправности на всех этапах производственного цикла становится критически важной задачей.

Цель данной работы – проанализировать методы неразрушающего контроля печатных плат, направленные на выявление дефектов и оценку качества продукции.

Среди методов неразрушающего контроля представленных в ГОСТ 18353-79 [1], рациональнее всего, для контроля качества печатных плат, будет использовать следующие: оптический контроль, рентгенографический контроль, электрический контроль.

При применении оптического контроля, проверяемая плата сравнивается с эталоном, что достаточно неудобно, но данная проблема решается благодаря системам машинного обучения. Примером служит аппарат model 22XDL, использующий машинное обучение, для выявления различных дефектов связанных с размещением компонентов на плате, а также корректности их запайки.

Рентгенографический метод неразрушающего контроля, по средствам просвечивания платы рентгеновскими лучами, для

выявления таких дефектов как: замыкание на контактных площадках, трещины, разрывы, отслоение, износ и т.д.

Электрический неразрушающий контроль направлен на оценку электрических характеристик материалов и компонентных соединений. Он может выявить различные внутренние дефекты, которые не могут быть обнаружены методами, представленными выше, к примеру: проблемы с контактами, износ соединений, целостность внутренней структуры компонентов и т.д. [2].

В таблице 1 представлено сравнение трёх вышеперечисленных методов.

Табл.1 Сравнение методов неразрушающего контроля

Методы контроля	Время определения дефекта	Себестоимость	Степень проверки работоспособности	Структурное тестирование
Оптический	Высокое	Низкая	Низкая	Визуальное
Радиографический	Высокое	Большая	Средняя	Визуальное
Электрический	Низкое	Большая	Высокая	Внутрисхемное

Исследования проходят на предприятии ООО “Микросистема”. Основной контроль качества плат осуществляется отделом технического контроля (ОТК), при помощи разнообразных стендов, которые проверяют корректность работы функций платы, задающихся техническим заданием. В случае нахождения отклонений, дефект ищется “в ручную”.

Следует учитывать, что любые методы контроля не идеальны и имеют ряд как плюсов, так и минусов. Из этого можно сделать вывод о необходимости применения нескольких методов контроля для обеспечения достаточного качества продукции.

Проанализировав информацию, можно сделать выводы, что наиболее рациональным будет использовать электрический метод для первичного контроля печатных плат, а для вторичного контроля – оптический, перед их отправкой в ОТК.

Литература

1. ГОСТ 18353-79. Контроль неразрушающий. Классификация видов и методов [Текст]. – Взамен ГОСТ 18353 – 73; Введ. с 01.07.1980. – Москва: Изд-во стандартов, 2005
2. Журавин А.И. Методы и средства измерений, испытаний и контроля [Текст]. / А.И. Журавин. – СПб.: Изд-во НО "МИПКИ", 2007. 163 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ РЕЗУЛЬТАТОВ СПЕКТРАЛЬНОГО АНАЛИЗА ДИАГНОСТИЧЕСКИХ СИГНАЛОВ

*Петерс Н.А., Цыхлер Л.В., Жарков В.С., Лапкис А.А.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгоград*

Одним из эффективных методов диагностики оборудования АЭС является спектральный анализ. В настоящее время многие методики анализа выполняются вручную специалистом и носят оценочный характер. Для исключения подобных проблем планируется разработка методики автоматизированного спектрального анализа, что требует выяснения закона распределения спектров диагностических параметров, а именно токов по фазам А, В, С.

Объектом исследования являлась задвижка клиновья, литая с выдвижным шпинделем стальная DN150 с установленным на ней электроприводом Н-Б1-03 РУ1. Произведена регистрация сигналов электропривода по трем фазам, затем получены спектры сигналов огибающей тока пофазно, согласно [1], [2]. Форма огибающей сигнала при выполнении цикла «закрытие» приведена на рисунке 1.

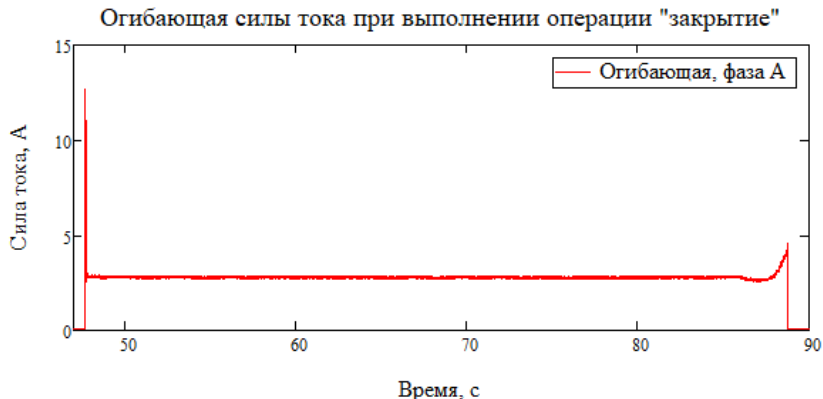


Рис. 1. Огибающая сигнала силы тока при выполнении операции «закрытие»

Повторяемость спектра огибающей токового сигнала, полученной методом СКЗ (среднеквадратичное значение), приведена на рисунке 2.

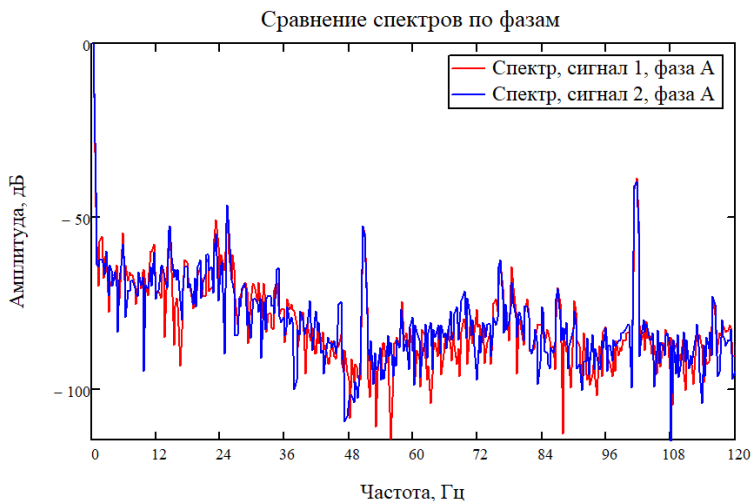


Рис. 2. Наложение спектров СКЗ тока фазы А

Применяя методы статистического анализа согласно ГОСТ Р 8.736-2011 [3] установлено, что распределение амплитуд

гармоники сетевой частоты и ее высших гармоник подчиняется нормальному закону.

Результаты спектрального анализа диагностических сигналов подчиняются закону нормального распределения, что является значимым фактором для дальнейшей разработки методики автоматизированного спектрального анализа энергетического оборудования АЭС.

Литература

1. К.700.16.00.000 Д7. Параметры электрического сигнала в питающих сетях электроприводов трубопроводной арматуры. Методика измерений при техническом диагностировании и тарировке приводов с использованием ПК ОКМП. – НИИ АЭМ ВИТИ НИЯУ МИФИ, 2024. – 40с

2. МТ 1.2.3.02.999.0085-2010 «Диагностирование трубопроводной арматуры. Методика», НИИ «Энергомашиностроения», 2010. - 127с

3. ГОСТ Р 8.736-2011. Государственная система обеспечения единства измерений. Измерения прямые многократные. Методы обработки результатов измерений. Основные положения.

КРИТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ДАННЫХ УЗТ-КОНТРОЛЯ ПОДВЕРЖЕННЫХ ЭРОЗИОННО-КОРРОЗИОННОМУ ИЗНОСУ ТРУБОПРОВОДОВ АЭС

*Миронов С.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Вопросы прогнозирования ресурса трубопроводов, работающих в условиях эрозионно-коррозионного износа (ЭКИ), продолжают оставаться актуальными, несмотря на наличие прогнозных расчетных моделей. Связано это, в первую очередь, с интерпретацией данных эксплуатационного контроля. К сожалению, ряд рекомендаций на эту тему в периодической и даже нормативной литературе содержат недостаточно обоснованные выводы [1-3]. Работа направлена на исследование методик анализа данных эксплуатационного контроля с целью

исключить как чрезмерно консервативные, так и излишне оптимистические оценки технического состояния элементов трубопроводов и периодичности такого контроля.

Вопросы эффективности применения тех или иных методик анализа данных контроля имеют определяющее значение при принятии решения о техническом состоянии элементов и связаны с общими закономерностями процесса ЭКИ и его особенностями. Системные исследования в этом направлении ведутся во всех странах, использующих ядерную энергетику. Отсутствие аттестованных программных продуктов, прошедших качественную экспертизу, также приводит не только к неверным выводам о техническом состоянии элементов, но и к распространению заблуждений в связи с использованием заведомо необоснованных методик. Возникла необходимость в системном исследовании трендов и эффективности применения тех или иных методик анализа данных контроля.

В настоящей работе рассмотрены три основных тезиса о возможности использования ряда методик, получивших распространение в периодической литературе.

Тезис 1. Распределение измеренных при контроле значений толщин имеет нормальное распределение.

Тезис 2. Для нормального закона мат. ожидание равно полусумме минимального и максимального замеров.

Тезис 3. При наличии двух контролей можно адекватно оценить скорость ЭКИ.

Для анализа распределения толщин стенок трубопроводных элементов взяты контрольные данные для перечня элементов АЭС с ВВЭР-440, а также для прямых участков паропроводов и трубопроводов питательной воды АЭС с реакторными установками типа РБМК-1000 и ВВЭР-1000. Анализ состоит из следующих этапов:

1. Определение минимальных и максимальных значений толщин рассматриваемого элемента по всем сечениям и часам.

2. Построение гистограммы распределения на основе данных контроля.

3. Вычисление выборочного математического ожидания и среднеквадратического отклонения.

4. Расчет плотности нормального распределения

5. Сравнение нормальной плотности с полученными из выборки параметрами и построенной гистограммы.

Литература

1. РД ЭО 1.1.2.11.0571-2015. Нормы допускаемых толщин элементов трубопроводов из углеродистых сталей при эрозионно-коррозионном износе. – М.: ВНИИАЭС, 2015. – 210 с.

2. ГОСТ Р 70432-2023 Трубопроводы атомных станций, подверженные эрозионно-коррозионному износу. Методики расчета допустимых и прогнозируемых толщин стенок. 2023-08-01

НП-084-15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии Правила контроля основного металла, сварных соединений и наплавленных поверхностей при эксплуатации оборудования, трубопроводов и других элементов атомных станций

ОПТИМИЗАЦИЯ РАСЧЕТА ДИАГНОСТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ВИБРОДИАГНОСТИКИ

*Цыхлер Л.В., Петерс Н.А., Коноводова В.В., Лапкис А.А.
ВИТИ НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск*

Оперативность при диагностике энергетического оборудования АЭС является одним из важных факторов, обеспечивающих безопасность эксплуатации и повышающих качество технического обслуживания и ремонта (ТОиР).

В данной работе проведен подбор ширины окна для оптимизации расчета определяющих параметров при вибродиагностике подшипников качения, при обработке сигнала виброускорения. Запись сигналов проведена при помощи датчиков вибрации, регистрирующих вертикальную вибрацию с частотой дискретизации аналого-цифрового преобразователя 20 кГц. Проведены 3 серии опытов продолжительностью 60 секунд каждая при частотах вращения равных 20, 25 и 30 Гц.

Табл. 1. Расчет статистических параметров

Время/ статистические параметры	СКЗ, м/с ²	Пик- фактор	Коэффициента эксцесса
0-2	0,629	4,84	0,466
10-12	0,620	4,28	0,442
20-22	0,613	5,37	0,582
30-32	0,638	5,17	0,407
40-42	0,642	4,77	0,478
50-52	0,661	4,65	0,488
СКО	0,017	0,386	0,059
Мат. ожидание	0,634	4,85	0,477
Относительная погрешность, %	2,7	7,9	12,4

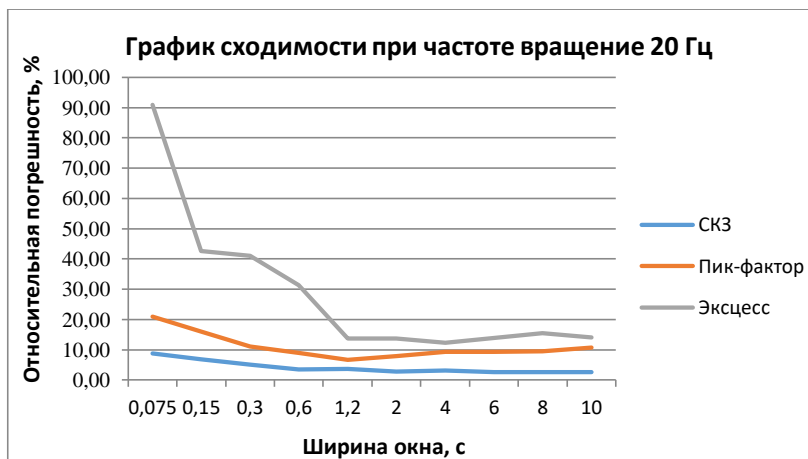


Рис. 1. График сходимости

Проведено вычисление следующих параметров: среднеквадратичное значение (СКЗ) виброускорения, пик-фактор и коэффициент эксцесса согласно [1], [2], [3]. Расчет данных параметров проведен для диапазонов ширины окна от

0,075 до 10 секунд. Пример статистической обработки сигналов для одной серии экспериментов приведен в таблице 1.

В результате определена оптимальная ширина окна для вычисления определяющих параметров и построен график сходимости, указанный на рис. 1.

Оптимальной шириной обладает окно диапазоном 2 секунды, после увеличения ширины значительного увеличения точности не наблюдается, что позволяет использовать данный результат для дальнейшей диагностики энергетического оборудования АЭС.

Литература

1. Розенберг Г.Ш., Мадорский Е.З., Голуб Е.С. и др. Вибродиагностика. – СПб.: ПЭИПК, 2003. – 284 с.

2. Р.Б. Рандалл. Частотный анализ. – ISBN 87 87355 25 6, 1989.

3. К.700.11.00.000 Д2 «Методика диагностики электроприводного оборудования», – НИИ АЭМ ВИТИ НИЯУ МИФИ, 2016.

СЕКЦИЯ IV
ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ СОДЕРЖАНИЯ СТЕКЛЯННОГО
ПОРОШКА НА РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫЕ
СВОЙСТВА БЕТОНА**

*Воронин И.П., Широлина А.М., Пышкина М.Д., Ташлыков О.Л.
Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б. Н. Ельцина, г. Екатеринбург*

Повышение эффективности радиационной защиты персонала требует постоянного совершенствования материалов, используемых на ОИАЭ. Первым и главным требованием, предъявляемым к материалам, предназначенным для защиты, являются их высокие защитные свойства как против нейтронного, так и против гамма-излучения.

Среди распространенных материалов для радиационной защиты можно отметить бетоны, руды, различные камни и минералы. Эти материалы доступны, недороги и удобны в обработке, при этом они обладают достаточно высокими защитными свойствами.

Преимуществом бетона является возможность использования в качестве заполнителя щебня, песка, отходов промышленности. Плотность бетона варьируется в зависимости от его состава, и увеличение плотности способствует улучшению защитных свойств. Благодаря своей высокой плотности и поглощающей способности бетон может значительно ослаблять гамма-излучение.

Табл. 1. Состав исследуемых образцов

	1	2	3
Цемент, масс. %	14,5	14,5	14,5
Песок, масс. %	28,5	22,8	14,25
Гранит, масс. %	57	57	57
Стекланный порошок, масс. %	0	5,7	14,25

В данной работе были исследованы 3 образца из бетона с добавлением песка, гранита и стеклянного порошка в качестве заполнителя (таб.1).

Для оценки возможности использования образцов в качестве радиационной защиты использовался гамма-радиометр РКГ-АТ1320С. По полученным спектрам был получен линейный коэффициент ослабления и толщина слоя половинного ослабления (рис. 1).

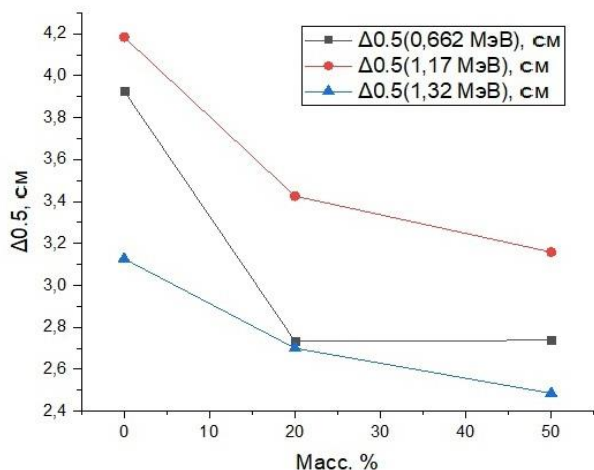


Рис.1. Зависимость толщины слоя половинного ослабления от концентрации стеклянного порошка при энергиях излучения ^{60}Co и ^{137}Cs

Результаты измерения показали, что с повышением содержания стеклянного порошка в образцах линейный коэффициент ослабления увеличивается, а, соответственно, толщина слоя половинного ослабления уменьшается. Для образца с 50 масс. % стеклянного порошка толщина слоя половинного ослабления составляет 2,7 см. Для бетона без заполнителя это величина составляет 5,6 см.

Литература

1. Алтынова А.Е., Айдарова Н.А., Саркенов Б.Б. Исследование и разработка технологии получения бетона с

использованием переработанных отходов стекла // Современные научные исследования и инновации. 2015. № 4. Ч. 2 [Электронный ресурс]. URL: <https://web.snauka.ru/issues/2015/04/51745> (дата обращения: 24.11.2024).

AN ASSESSMENT OF INDOOR AND OUTDOOR BACKGROUND RADIATION LEVEL IN GRANITIC TERRAIN OF MATSHEUMHLOPE

Machau C.¹, Dr. Baricholo P.²

¹Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, g. Obninsk

*²National University of Science and Technology, Bulawayo,
Zimbabwe*

Background

Background radiation exposure is a significant public health concern, particularly in areas with elevated levels of natural radiation. The granitic terrain of Matsheumhlope, with its inherent geological characteristics, presents a unique environment for assessing background radiation levels. This study presents an assessment of indoor and outdoor background radiation levels in Matsheumhlope, providing valuable insights into the radiation exposure risks in this region.

Methods

The main intention of this project was to assess the distribution of radon by measuring the quantities of the background radiation in Matsheumhlope. This study gives information on the indoor and outdoor radiation of Matsheumhlope. A PM1405 survey meter as well as NaI scintillation detectors coupled with an ISHTAR data acquisition system were used in measuring background radiation indoors and outdoors.

Results

The study area showed high indoor radiation levels with an average of 222 Bq/m³ which is higher than the WHO recommended average value of 200 Bq/m³. Of all the homes tested 37.31% resulted in detection of radon below 200 Bq/m³ with 62.69 % above the recommended reference limit. The survey indicated that the average

indoor radon concentration was 222 Bq m^{-3} . The concentrations ranged from 127 Bq m^{-3} to 333 Bq m^{-3} . This mean value (222 Bq m^{-3}) is 11% higher than the world's average indoor radon concentration of 200 Bq m^{-3} . This implies that a majority of residents, that is, 62.69% of the residents are staying in households with high radiation.

The figure below shows the distribution of indoor and outdoor radon concentration in Matseumhlope.

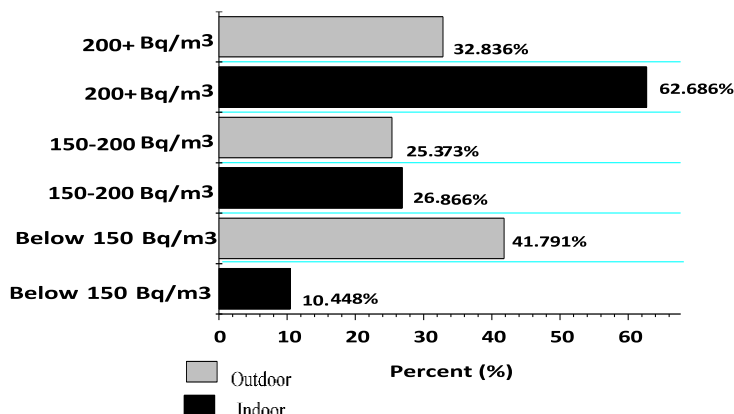


Fig. 1. Frequency distribution of outdoor and indoor radon concentration
N=67

Conclusion

This investigation revealed alarming levels of indoor radon concentrations in residential areas, highlighting the need for concern regarding health hazard effects. The study shows that a significant proportion of dwellings exceed the WHO-recommended limit, posing a substantial lung cancer risk to residents. The findings also underscore the correlation between radon concentrations and dwelling characteristics, such as wall construction materials. This study provides conclusive evidence of the importance of mitigating radon exposure in residential areas to ensure occupant safety. Further investigation is necessary to develop effective strategies for reducing radon concentrations and associated health risks.

ASSESSMENT OF OCCUPATIONAL RADIOLOGICAL RISKS FROM NATURALLY OCCURRING RADIOACTIVE MATERIALS (NORM) IN PHOSPHATE MINING: A CASE STUDY OF DOROWA MINE, ZIMBABWE

Chinduru P.P.¹, Muzongomerwa A.², Matandirotya E.²

¹University of Zimbabwe, Harare, Zimbabwe

²Radiation Protection Authority of Zimbabwe

³Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, Obninsk

Phosphate mining is a significant source of Naturally Occurring Radioactive Materials (NORM), which can pose health risks to workers and surrounding communities if not managed properly. This study evaluates the occupational radiological exposures at Dorowa Mine in Zimbabwe, which produces approximately 150,000 tonnes of phosphate rock concentrate annually. Phosphate is critical for fertilizer production, a key component of Zimbabwe's agriculture-dependent economy. Ensuring the safety of fertilizers and other by-products, such as gypsum and tailings, is crucial for public health and environmental sustainability.

The study aimed to assess the radiological risks associated with the mining of phosphate ore, focusing on uranium-238, thorium-232, and potassium-40, which are naturally present in the ore and its by-products. High-Purity Germanium (HPGe) gamma spectrometry was utilized for analyzing the radionuclides. Additionally, portable dosimeters were used to measure gamma dose rates at a height of 1 meter above the ground to simulate external exposure levels for workers. The goal was to determine whether radiation doses exceeded the international safety limits of 1 mSv/year for effective dose and 1 μ S/hour for external exposure dose rates.

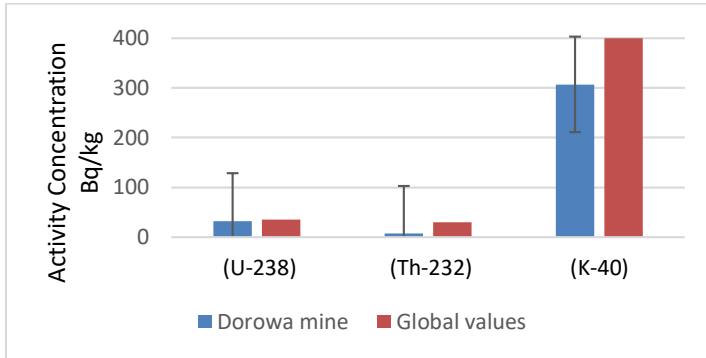


Fig. 1. Activity Concentrations of U-238, Th-232, and K-40 in Phosphate Ore and By-products

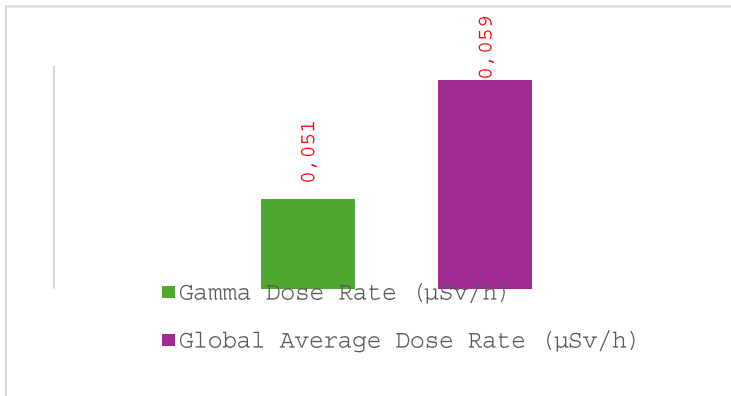


Fig. 2. Comparison of highest gamma Dose Rate Measured at Dorowa Mine with Global Average and Safety Limit

The results showed that gamma dose rates recorded across different areas of the mine ranged from 0.038 to 0.051 $\mu\text{Sv/h}$, with the highest levels observed at the drying pad, as visualized in Figure 2. These values are well below the international safety limits. The measured activity concentrations for uranium-238, thorium-232, and potassium-40 were 32.1 Bq/kg, 6.89 Bq/kg, and 307 Bq/kg,

respectively, which are presented in Figure 1. These concentrations also fall within permissible safety limits when compared with global averages. However, the study emphasized the cumulative exposure from the products of phosphate mining, highlighting the importance of regular monitoring and sustainable management practices to mitigate long-term radiological risks.

The findings underscore the importance of radiation safety management, continuous monitoring, and targeted safety measures to protect workers, nearby communities, and the environment. The study's results are essential for informing future regulatory frameworks and enhancing the radiation safety protocols in phosphate mining operations.

ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ: СОВРЕМЕННЫЕ ВЫЗОВЫ И ТРЕНДЫ

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

Целью работы является исследование актуальных подходов к переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), направленных на извлечение ценных компонентов, таких как уран и плутоний, с целью их повторного использования, а также на минимизацию объёмов высокоактивных отходов, что способствует снижению экологических рисков. В рамках работы были поставлены задачи анализа существующих методов переработки ОЯТ, а также рассмотрения инновационных подходов в области утилизации радиоактивных отходов, включая трансмутацию минорных актинидов.

На рисунке 1 продемонстрированы тенденции накопления ОЯТ в России, что подчеркивает необходимость эффективных методов переработки для сокращения объёмов радиоактивных отходов и обеспечения безопасности ядерной энергетики.

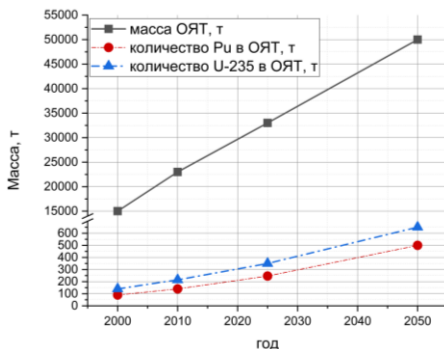


Рис. 1. Оценка накопления ОЯТ в РФ [1]

Особое внимание в работе уделено существующим в данной области проблемам, таким как необходимость улучшения методов разделения высокоактивных компонентов и утилизации остаточных продуктов переработки. Развитие технологий переработки ОЯТ играет ключевую роль в повышении устойчивости ядерной энергетики.

Литература

1. А.Н. Дьяченко, И.В. Петлин, Ю.В. Передерин. Введение в технологию ядерного топлива: учебное пособие // Томский политехнический университет. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2023. – 160 с.

РАЗРАБОТКА РАДИОБИОЛОГИЧЕСКОГО СТЕНДА НА ОСНОВЕ РЕНТГЕНОВСКОГО ИСТОЧНИКА

Буракевич В.С.¹, Булавская А.А.¹, Милойчикова И.А.^{1,2},

Стучебров С.Г.¹

¹НИ ТПУ, г. Томск

²НИИ онкологии Томского НИМЦ, г. Томск

Рентгеновское излучение применяется для решения различных прикладных и исследовательских задач. Актуальными направлениями применения рентгена являются исследования в области радиобиологии и доклинические исследования в области

лучевой терапии. К таким исследованиям относятся изучения воздействия ионизирующего излучения на различные типы клеток и тканей, например, изучения механизмов повреждения ДНК, изменений в клеточном цикле и механизмов восстановления после облучения [1]. Другие исследования направлены на изучение воздействия ионизирующего излучения на различных мелких лабораторных животных и растений, например, изучение эффектов облучения на рост и развитие растений, а также на иммунную систему животных. Помимо этого, на основе рентгеновского излучения исследуются новые препараты, применяющиеся для радиосенсибилизации и радиопротекции биологических клеток. Кроме того, ряд исследований направлен на разработку новых методик проведения процедур лучевой терапии, целью которых является максимизация подведения дозы ионизирующего излучения к опухолевым клеткам при минимальном воздействии на здоровые ткани.

Для решения всех описанных выше исследовательских задач необходимо наличие комплекса, позволяющего проводить облучение рентгеновским излучением с высокоточным контролем дозы, подводимой к мишени при облучении. В связи с этим актуальным является разработка радиобиологического стенда для проведения доклинических исследований в области медицинской физики. Предложенный в работе радиобиологический стенд состоит из:

- рентгеновского аппарата РАП 160-5, который позволяет генерировать рентгеновское излучение при напряжениях на аноде от 40 до 160 кВ, и токах 0,4-5 мА, с набором алюминиевых фильтров;
- электрометра UNIDOS E фирмы PTW в комплекте с дозиметрическими камерами: плоскопараллельная ионизационная камера 23342 фирмы PTW, которая применяется для регистрации рентгеновского излучения, а ее номинальный чувствительный объем равен $0,02 \text{ см}^3$; проходная плоскопараллельная ионизационная камера 34060 фирмы PTW для регистрации рентгеновского излучения, а ее номинальный чувствительный объем равен 75 см^3 ;
- твердотельный тканеэквивалентный фантом RW3 T29672 фирмы PTW для проведения абсолютной дозиметрии.

В ходе исследования были определены профили рентгеновского пучка с разными анодными напряжениями. Была исследована зависимость мощность дозы для разных напряжений рентгеновского излучения и при различной толщине алюминиевого фильтра. Были рассчитаны слои половинного ослабления рентгеновского излучения с разными анодными напряжениями в алюминии, на основе которых были подобраны фильтры для разных напряжений. Была разработана и отработана методика, позволяющая определить параметры облучения мишени в соответствии с поставленной исследовательской задачей. Разработанный стенд будет использоваться для проведения исследований в области радиобиологии и доклинических исследованиях в области лучевой терапии.

Работа выполнена при поддержке гранта РНФ №24-29-00642.

Литература

1. Борщеговская П.Ю., Розанов В.В., Студеникин Ф.Р. Введение в радиобиологию – М.: ООП физического факультета МГУ, 2019.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ДОЗИМЕТРА ФРИККЕ В УЧЕБНОЙ ЛАБОРАТОРИИ БЕЗ ИСТОЧНИКА ИЗЛУЧЕНИЯ

*Веселова А.В., Барсуков В.Г., Мельникова Т.В., Киселёва Л.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Дозиметр Фрикке удобен для измерения больших доз излучения и прост для приготовления в лабораторных условиях. Однако не каждая учебная лаборатория оснащена источником излучения, поэтому моделирование дозиметра в таких условиях даёт возможность студентам научиться работать и анализировать раствор в дозиметре без источника излучения.

Целью работы являлось моделирование дозиметра Фрикке в лабораторных условиях без источника излучения. Объектом исследования были две серии растворов, приготовленных с равномерно увеличивающимся содержанием соли Fe(III).

Растворы были исследованы спектрофотометрическим методом на спектрофотометре UVmini-1240 SHIMADZU (Япония).

Перед каждым измерением проводился поиск максимальной длины волны поглощения λ в диапазоне от 250 до 350 нм. Была измерена оптическая плотность растворов в день приготовления. Затем первую серию растворов хранили в холодильнике при 5°C, а вторую серию хранили в термостате при 20°C. Далее через 2, 4, 8 дней производились повторные измерения оптической плотности.

Результаты были обработаны с помощью языка программирования для статистической обработки данных и графики «R» и пакета визуализации данных «ggplot2». Для расчёта статистических величин были использованы встроенные пакеты и пакет «psych», а так же был использован критерий Стьюдента для выяснения, является ли разница между выборками статистически значимой.

Обработанные данные представлены на рисунке 1.

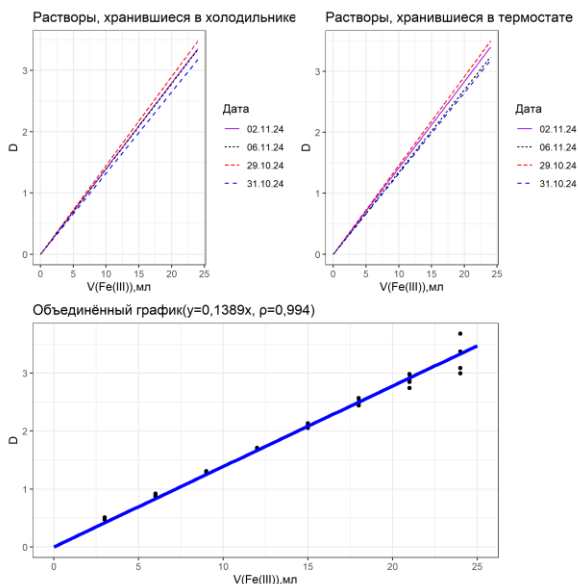


Рис. 1. Результаты обработки данных

Из графиков (рисунок 1) видно, что с течением времени растворы меняли свои показатели оптической плотности. Температура слабо влияет на значения D растворов, что подтверждается критерием Стьюдента и параметром p , который должен быть больше 0,05 (для серий, хранившихся в холодильнике и термостате соответственно 0,48 и 0,16). Это значит, что растворы пригодны для хранения в лаборатории в диапазоне температур от 5 до 20°C и могут быть использованы для проведения лабораторной работы в течении одной недели.

Литература

1. Практикум по радиационной химии / под общ. ред. В.В. Сараевой. - Изд-во Моск. ун-та, 1982. – 216 с.

РАСЧЕТ ОСТАТОЧНОГО СРОКА СЛУЖБЫ ПРИБОРНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ АНАЛИЗА ВОЗДУХА ПОСЛЕ СРЕДНЕГО РЕМОНТА

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

Данная работа направлена на оценку остаточного ресурса приборных комплексов, предназначенных для непрерывного контроля и сигнализации о наличии вредных веществ в воздухе.

Актуальность исследования обусловлена необходимостью обосновать продление назначенного срока службы комплекса для оптимизации процессов технического обслуживания и ремонта подобного оборудования после достижения им нормативного срока службы.

Цель работы – расчет остаточного срока службы комплексов до проведения среднего ремонта.

В качестве основного метода прогнозирования будет использовано вероятностное моделирование на основе распределения Вейбулла. Выбор этого метода обусловлен его универсальностью и точностью прогнозирования даже при ограниченном объеме исходных данных. Методология соответствует рекомендациям ГОСТ 50779.27-2017 и

подтверждена успешным применением в аналогичных исследованиях технического состояния и срока службы различного оборудования [3, 4].

Работа включает в себя анализ существующих подходов к оценке остаточного ресурса и описание выбранной методики, включая алгоритмы обработки данных и интерпретации результатов.

Результаты позволяют применить практические рекомендации по техническому контролю и обслуживанию приборных комплексов. Это, в свою очередь, приведет к повышению надежности и эффективности работы систем контроля качества воздуха, снижению затрат на ремонт и профилактическое обслуживание, минимизации рисков аварийных ситуаций и продлению назначенного срока службы оборудования.

Литература

1. Руководство по эксплуатации приборного комплекса для анализа воздуха.
2. ГОСТ Р 50779.27-2017 — Статистические методы. Распределение Вейбулла. Анализ данных.
3. Смоляк С. А. О вероятностных моделях для оценки остаточного срока службы и износа машин и оборудования // Имущественные отношения в Российской Федерации. — 2017. — №2. С. 75-87.
4. Лейфер Л.А., Кашникова П.М. Определение остаточного срока службы машин и оборудования на основе вероятностных моделей // Имущественные отношения в Российской Федерации. — 2008. — №1. С. 66-79.

**СОДЕРЖАНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ПОЧВЕ В ЗОНЕ
ВЛИЯНИЯ НИФХИ ИМ. Л.Я.КАРПОВА В 2023 Г.
ВЛИЯНИЕ СВОЙСТВ ПОЧВЫ НА СОДЕРЖАНИЕ
РАДИОНУКЛИДОВ**

*Хамрокулов Н.Н., Мельникова Т.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Рядом с любым радиационно-опасным объектом сохраняется риск загрязнения радионуклидами (РН) близлежащей территории. Вероятность подобного загрязнения существует даже в случае отсутствия аварийных ситуаций. Из-за чего возникает необходимость постоянного мониторинга на содержание радионуклидов, а также изучение влияния свойств среды на данный параметр.

Целью исследования является изучение содержания РН в почве вблизи НИФХИ им. Л.Я.Карпова и рассмотрение влияния на этот параметр различных свойств почвы.

Объектом исследования является почва, отобранная в 2023 году в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения НИФХИ им. Л.Я.Карпова.

В ходе исследовательской работы использовались методы статистики и регрессионного анализа. В частности, использовалась модель парной линейной регрессии:

$$y = \alpha + \beta x + u, \quad (1)$$

где y - зависимая переменная (объясняемая), x - независимая переменная (объясняющая), α , β - параметры модели, u - случайный остаточный член (случайная ошибка).

Оценка параметров модели основана на имеющейся выборке парных наблюдений объема n : $(x_1, y_1), \dots, (x_n, y_n)$. Для оценки используется уравнение:

$$y = a + bx, \quad (2)$$

где y - прогнозируемое значение объясняемой переменной; a – статистическая оценка параметра α ; b - статистическая оценка параметра β . Уравнение (2) задает прямую линию на плоскости.

Летом 2023 года была отобрана почва в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения НИФХИ им. Л.Я.Карпова в 12 точках.

Эта почва исследовалась на содержание радионуклидов (табл.1).

Табл. 1. Свойства почвы и удельные активности радионуклидов почвы

№ пробы	Определяемый радионуклид, (Бк/кг)			
	¹³⁷ Cs	⁴⁰ K	²²⁶ Ra	²³² Th
1.7.	<1	394±16	14,0±1,0	11,9±1,3
1.8.	5,2±0,5	463±19	16,1±1,2	16,2±0,8
1.10.	<1	453±18	20,7±1,4	15,3±1,2
1.10a.	2,1±0,4	423±17	15,3±1,2	14,3±0,7
2.1	3,7±0,5	505±20	15,9±1,3	19,1±1,5
2.3.	4,6±0,5	457±18	18,6±1,5	17,2±1,2
2.5.	11,5±0,7	605±24	19,7±1,2	19,9±2,4
2.7.	<1,9	429±17	14,0±1,1	16,3±0,8
2.9.	14,4±0,9	519±21	17,5±1,2	21,6±1,5
2.10.	11,3±0,7	547±22	25,0±1,5	23,6±1,7
2.10a.	2,2±0,4	508±20	21,0±1,9	21,7±1,5
2.11.	15,5±0,8	473±19	20,1±1,2	14,1±1,0

Также рассматривалось влияние различных свойств почвы на количество радионуклидов в пробах. В частности, измерялись рН водных и солевых вытяжек проб почв. В солевых вытяжках: кислая среда наблюдалась в пробах с точек–1.8., 1.10., 2.1, 2.5., 2.7., 2.9., 2.10. и 2.11. Остальные же– нейтральные. То есть, в водных вытяжках 1 к 1– и кислая, и нейтральная среды, а солевых– в основном, кислая.

Построенные графики зависимостей активности проб от рН, а также проведённая статистическая обработка с регрессионным анализом показывают, что содержание радионуклидов, в основном, обратно пропорционально к рН. Хотя, хорошая зависимость наблюдается лишь в случае с ¹³⁷Cs и ⁴⁰K. Когда содержания ²²⁶Ra и ²³²Th мало зависят от рН.

Литература

1. Удалов А.А. Основы статистического оценивания. - Обнинск: ИАТЭ, 2016

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ ВЫБОР ОПТИМАЛЬНОГО ПОЛЯРНОГО РАСТВОРИТЕЛЯ ДЛЯ ЖИДКОСТНО-СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫХ КОКТЕЙЛЕЙ МАРКИ «ЛИРА»

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

¹ НИЦ «Курчатовский институт» - ВНИИРАЭ, г. Обнинск

² ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Жидкостно-сцинтилляционная спектрометрия является одним из наиболее распространенных методов для измерения активности β -радионуклидов. Для измерения активности этим методом используется жидкостно-сцинтилляционный коктейль (ЖСК), который смешивается с водной пробой в определенном соотношении.

На данный момент импорт ЖСК, которые производятся зарубежом, затруднен. Во ВНИИРАЭ был разработан жидкостно-сцинтилляционный коктейль под названием “ЛИРА-1”. В состав данного коктейля входят ксилол в качестве органического растворителя, неонол - поверхностно-активное вещество, бутилгликоль - полярный растворитель, РРО и РОРОР в качестве сцинтилляторов.

“ЛИРА-1” обладает рядом характеристик, которые не всегда подходят для использования. Оптимальная температура для измерения 18-25 градусов и максимальное соотношение, в котором вода смешивается с коктейлем - 0,44. Для того, чтобы расширить рабочий диапазон температур и иметь возможность добавить водную пробу в большем количестве, был разработан ЖСК “Лира-1М”. Этот коктейль состоит из метилнафталина в качестве полярного растворителя, ненола - поверхностно-активного вещества, РРО - сцинтиллятора. Цель данной работы — это подобрать оптимальный полярный растворитель для ЖСК “Лира-1М”.

В качестве полярных растворителей рассматривались вещества, которые схожи по строению и свойствам с бутилгликолем. В данной работе рассматривались 1-метокси-2-пропанол, 2-этоксиэтанол, 2-метоксиэтанол и бутилдигликоль. По химическому составу все вышеперечисленные вещества в своем составе имеют группу –ОН, а также являются простыми

эфирами. Из других классов соединений был рассмотрен изоамилацетат, он относится к сложным эфирам.

Исследуемые составы оценивались по трем показателям. Наибольшее соотношение “вода:коктейль”, температурная зависимость и световой выход. Для оценки соотношения все составы ЖСК смешивались с водой в соотношениях от 0,1 до 1 с шагом 0,1. Наличие температурной зависимости проверялось помещением аналитических образцов в термостат при температуре 10 градусов. Значения светового выхода были получены при измерении на спектрометре TriCarb.

Показатель светового выхода выше всего у состава с метоксипропанолом, однако у данного состава достаточно низкий предел растворения в нем пробы – 0,4. Для измерения низкоактивных образцов можно использовать состав с этоксиэтанолом с пределом растворимости пробы – 0,6 и состав с бутилдигликолем с пределом растворимости - 0,8.

Оптимальная температура измерений с использованием исследуемых ЖСК – 25 градусов. При более низких температурах падает максимально возможное количество пробы, которое не приведет к расслоению образца. При температуре 10 градусов лучше всего себя проявляет состав, в котором в качестве полярного растворителя бутилдигликоль, предел растворения пробы в коктейле не изменяется – 0,8. Однако стоит заметить, что при соотношении 0,4 – коктейль непригоден.

В качестве полярного растворителя в коктейле «Лири-1М» лучше всего использовать бутилдигликоль. Основываясь на комплексе полученных данных, можно сделать вывод, что этот растворитель позволяет проводить измерения при наибольшем диапазоне температур и соотношений.

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ОСНОВЕ МАТРИЦЫ ИЗ БЕНТОНИТА

*Кувшинова Е.В.¹, Пыльцова Д.О.¹, Ташлыков О.Л.¹,
Махмуд К.А.^{1,2}, Пышкина М.Д.^{1,3}*

*¹ Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б. Н. Ельцина, г. Екатеринбург*

² Управление ядерных материалов, г. Каир, Египет

*³ Институт промышленной экологии Уральского отделения
РАН, г. Екатеринбург*

Экранирование – это наиболее широко используемый метод снижения радиационных доз для персонала [1]. В радиационной защите особую роль играют природные материалы и промышленные отходы, которые могут служить основой для защитных конструкций. Одним из основных требований к таким защитным материалам, предназначенным для применения на атомных станциях, является их способность эффективно защищать как от гамма-излучения, так и от нейтронов. Для достижения этого необходимо, чтобы материал обладал соответствующим химическим составом [2], [3].

Настоящая работа направлена на проведение расчетно-экспериментального анализа экранирующих характеристик композитных материалов, созданных на основе бентонитовой глины и легированных Bi_2O_3 и PbO .

Исследуемые образцы были изготовлены из порошка бентонитовой глины с различным по массовому проценту добавлением оксидами висмута и свинца (рис.1). Связующим элементом для получения композита стала эпоксидная смола в 10 масс%.

Для определения плотности образцов измеряли геометрические параметры каждого изготовленного композита с помощью штангенциркуля, затем на весах определяли массу.

С целью определения радиационно-защитных свойств минералов был исследован химический состав образцов. На его основе при помощи базы данных XCOM были определены массовые коэффициенты ослабления образцов.

Измерения линейного коэффициента ослабления (μ) проводили с помощью гамма-бетта-спектрометра (МКС-АТ1315). В качестве источника гамма-излучения использовались Co-60 и Cs-137 (рисунок 1).

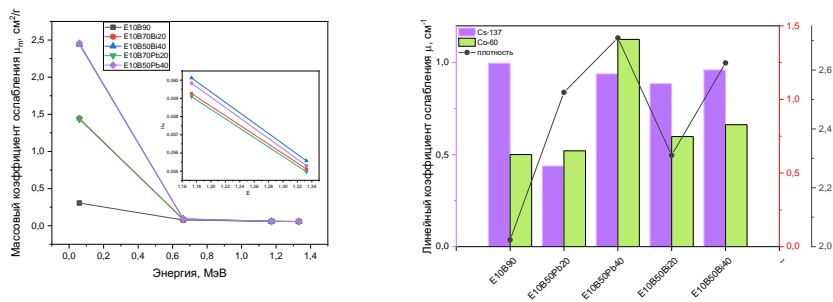


Рис. 1. Результаты проведённого исследования

При повышении массовой концентрации оксидных порошков коэффициент линейного ослабления увеличился на 45%, а слой половинного ослабления уменьшился на 25%.

В результате проведенного исследования образцы обладают хорошей экранирующей способностью и могут использоваться в составе строительных материалов для биологической защиты при сооружении объектов использования атомной энергии.

Литература

1. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., и др. О проблеме снижения дозовых затрат персонала АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2011. №1. С.55-60.
2. Егоров Ю. А., Основы радиационной безопасности атомных электростанций: учебное пособие для вузов / под общ. ред. Н.А. Доллежала – М.: Энергоатомиздат, 1982, – 272 с.
3. Д. О. Пыльцова, Та Ван Тхыонг, и др. Исследование природных минералов Вьетнама для оценки потенциала их применения в качестве защиты от ионизирующего излучения // "Альтернативная энергетика и экология" №01(418) 2024г, с.75-86.

СОДЕРЖАНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ВОДНЫХ ОБЪЕКТАХ, РАСПОЛОЖЕННЫХ ВБЛИЗИ АО «НИФХИ ИМ. Л.Я. КАРПОВА» ЗА 2023 Г

*Минаков Д.А., Мельникова Т.В., Удалова А.А., Киселёва Л.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В результате производственной деятельности неэнергетических ядерных объектов могут формироваться специфичные условия, влияющие на уровень и характер распределения радионуклидов в компонентах окружающей среды.

Целью работы является определение ^{137}Cs , ^{226}Ra , ^{232}Th и ^{40}K в воде и донных отложениях поверхностях водных объектов, расположенных вблизи АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова».

Объектами исследования являются 6 поверхностных водных объектов, расположенных вблизи предприятия, описание которых представлено в работе [1]. По кислотности воды в т.2-4 нейтральные, т.1, т.5-7 слабощелочные. По минерализации воды т.1 – воды с повышенной минерализацией, т.2-7 – пресные.

Отбор проб осуществлялся весной и летом 2023 года. Непосредственно после отбора определялись минерализация и рН воды.

Определение удельных активностей радионуклидов в воде и донных отложениях осуществлялось на гамма-спектрометре ГАММА-1П с детектором на основе HPGe.

УА радионуклидов в воде выше предела обнаружения определены только в т.1 по ^{137}Cs и ^{226}Ra . Содержание ^{137}Cs находилось в диапазоне от 0,72 до 22,7 Бк/кг и составило $6,82 \pm 2,80$ Бк/кг в среднем. Для ^{226}Ra полученные значения варьировались от 2,3 до 3,6 Бк/кг и составили в среднем $2,75 \pm 0,29$ Бк/кг.

Согласно [2], уровни вмешательства для ^{137}Cs и ^{226}Ra равны 11 и 0,49 Бк/кг соответственно. Превышение уровней вмешательства обнаружено в двух точках по ^{137}Cs : $18,6 \pm 1,0$ и 22,7 Бк/кг, а также в четырёх точках по ^{226}Ra .

В табл. 1 представлены средние концентрации радионуклидов в донных отложениях. Полученные значения для т.2-7 хорошо

согласуются с фоновыми уровнями. Для водоёма 1 наблюдается обогащение ^{226}Ra , максимальное зафиксированное значение УА составило $64,9 \pm 2,6$ Бк/кг. УА ^{137}Cs значительно превышала фоновые уровни и находилась в диапазоне $29,7 \div 4510$ Бк/кг, что ниже МЗУА[2].

Табл. 1. Содержание радионуклидов в донных отложениях.

Точка	^{137}Cs , Бк/кг	^{226}Ra , Бк/кг	^{232}Th , Бк/кг	^{40}K , Бк/кг
1	2083±403	32,4±4,8	10,5±1,3	380±17
2	3,2±0,4	9,4±0,9	6,8±0,6	418±14
3	<1	9,3±0,7	7,3±1,2	364±15
4	<1,8	8,9±0,5	7,0±0,5	325±13
5	0,68±0,27	14,3±7,1	4,2±0,3	252±22
6	2,7±0,5	14,3±1,6	7,7±0,2	451±31
7	12,8±7,6	22,5±0,5	20,7±1,2	499±20
Фон [3]	<4	12	11	443

По результатам исследования:

1. Определены уровни активности ^{137}Cs и ^{226}R в воде для водоёма 1: $0,72 \div 22,7$ Бк/кг и $2,3 \div 3,6$ Бк/кг соответственно.

2. Установлено, что УА для т.2-7 соответствуют фоновым уровням. Значительное превышение фонового уровня определено для УА ^{137}Cs в т.1: $29,7 \div 4510$ Бк/кг.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда (грант No. 23-29-10166).

Литература

1. Минаков Д.А., Мельникова Т.В., Удалова А.А. Оценка первичных физико-химических показателей и содержания тяжёлых металлов в водоёмах, расположенных вблизи радиационно-опасного объекта // Техногенные системы и экологический риск : VII Международная (XX Региональная) научная конференция : тезисы докладов : Обнинск, 18–19 апреля 2024 г. – Обнинск : ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2024.

2. НРБ-99/2009. СанПиН 2.6.1.2523-09 Нормы радиационной безопасности: Санитарно-эпидемиологические правила и

нормативы. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009.

3. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2022 году. Ежегодник. – Обнинск: ВНИИГМИ-МЦД, 2022.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО МЕТОДА АНАЛИЗА НА АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯХ, НА ПРИМЕРЕ НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС (НВ АЭС)

*Щербакова Е.И.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

С целью осуществления контроля в сфере охраны окружающей среды в районе расположения АЭС и предотвращения негативного влияния на экосистему на Нововоронежской АЭС организованы производственный экологический контроль и производственный экологический мониторинг.

В работающем реакторе АЭС радиоактивные вещества образуются в процессе деления ядер урана-233, урана-235 или плутония-239 и активации нейтронами различных материалов, присутствующих в активной зоне реактора. Преобладающую долю этой радиоактивности составляют короткоживущие радионуклиды, определяющие уровень радиационного фона внутри АЭС. Несмотря на значительное воздействие на обстановку в здании, их быстрый распад существенно минимизирует угрозу для окружающей среды при выходе за её пределы.

Существует много методов определения содержания радиоактивных элементов в пробах объектов АЭС (технологические среды, выбросы и сбросы) и объектов окружающей среды в районе расположения АЭС: радиометрические методы (альфа-, бета-радиометрия), спектрометрические методы (альфа-, бета-, гамма-спектрометрия). На атомных электростанциях для определения

активности отдельных радионуклидов широко используются гамма-спектрометрические методы анализа

Для контроля содержания радиоактивных элементов производят взятие проб: воздух в вентиляционных системах и рабочих помещениях зоны контролируемого доступа, сбросы баковых вод, вода технологических контуров, сбросы технических, хозяйственных и промывочных вод, вода в наблюдательных скважинах, в картах шламоотвала, воды теплофикационной установки НВАЭС, почва на полях фильтрации и дренажной площадке ХФН-3, иловые отложения очистных сооружений ХФК и градирен, радиоактивные аэрозоли в атмосферном воздухе, почва на дозиметрических постах, донные отложения, растительность, водная растительность, сельскохозяйственные и дикорастущие пищевые продукты и корма, рыба, вода в поверхностных водоемах, питьевая вода из артезианских водозаборов.

Далее пробы направляются в лабораторию внешнего радиационного контроля, где при помощи гамма-спектрометрии проводят анализ на содержания радиоактивных элементов. Гамма-спектрометрия — это метод основанный на регистрации гамма-излучения, которое возникает в результате различных ядерных процессов. Гамма-кванты, будучи формой электромагнитного излучения, обладают уникальными свойствами, позволяющими с высокой точностью определять энергетические уровни и состояния ядер. Одной из ключевых причин, по которой гамма-спектрометрия является столь эффективной, является то, что электромагнитное взаимодействие изучено гораздо глубже и детальнее, чем другие фундаментальные взаимодействия, такие как сильное, слабое и гравитационное.

В условиях работы атомной электростанции гамма-спектрометрия позволяет не только идентифицировать радионуклиды, образующиеся в результате ядерных реакций, но и оценить их активность, что имеет важное значение для радиационной безопасности.

Литература

1. Экологические отчеты организаций Госкорпорации «Росатом» [Электронный ресурс]. – URL: <https://www.report.rosatom.ru/3541>. (Дата обращения 11.11.2024)
2. Бессонов, В.А. Основы радиохимии. Учебное пособие по курсу «Радиохимия» (для студентов 3-4 курсов) [Текст] / В.А. Бессонов. – Обнинск: ИАТЭ. 2004. – 72 с.

СЕКЦИЯ V
ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ И ИНФОРМАЦИОННЫЕ
ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

**ЦИФРОВОЙ ФИЛЬТР ДЛЯ МОНИТОРИНГА
НЕЙТРОННОГО ШУМА**

Дима М.Т.¹, Дима М.¹, Дима С.¹, Михайлеску М.²

¹ ОИЯИ – ЛЯП, г. Дубна

² Университет Гиперион, Факультет точных наук и инженерии, Бухарест, Румыния

Дискретные методы Фурье имеют известный феномен Гиббса, проблематичный из-за их ограниченного временного окна. Решением этой проблемы стала аподизация, усечение временного окна, которое смягчает края. Тем не менее, из-за дискретизации такие методы несовершенны, здесь сообщается об аподизации Фурье, облегчение этот аспект. Хотя известна аподизация пространства Фурье, на сегодняшний день не существует последовательного подхода, который бы точно устранял хвосты утечки спектра. Наш пакет дискретного преобразования Фурье FoxLima, использующий эти методы, был адаптирован для разработки цифрового вейвлет-фильтра с этим типом аподизации пространства Фурье. Мы сообщаем о производительности этого фильтра на данных моделирования нейтронного шума.

**МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО
ТОПЛИВА С ПОМОЩЬЮ РЕКУРРЕНТНЫХ
НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ**

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

При проектировании новых или модернизации уже существующих ядерных реакторов одной из важнейших задач является их моделирование. Математические методы (такие как метод Монте-Карло) позволяют с довольно высокой точностью

предсказать поведение реактора. Например, они позволяют вычислить коэффициент размножения нейтронов, который определяет, будет ли реактор в заданных условиях над-, под- или критическим. Эти методы позволяют спрогнозировать концентрации интересующих проектировщика изотопов в реакторе в любой момент времени после начала работы путём моделирования выгорания топлива.

Весомым недостатком такого моделирования является то, что для достижения более высокой точности требуется большее число итераций расчёта, что значительно увеличивает затраты ресурсов и, как следствие, времени.

Решением данной проблемы могут послужить искусственные нейронные сети. В данной работе предлагается использовать рекуррентную архитектуру «Mamba» [1], основным достоинством которой является высокая вычислительная эффективность.

Для обучения нейросети была создана геометрия элементарной ячейки ТВС. За основу была взята ТВС реактора ВВЭР-1000. Следующим этапом работы является многократно проведённое моделирование выгорания в программном комплексе OpenMC с постоянным интервалом по времени и варьирующимися параметрами геометрии и материалов. На вход нейронной сети подаются начальные концентрации изотопов и контекст, описывающий геометрию и материалы модели.

Контекст состоит из начального обогащения топлива по урану-235 и объёмов материалов. По этим данным нейросеть прогнозирует концентрацию изотопов на несколько шагов вперёд. Затем прогноз рекурсивно повторяется с неизменным контекстом и только что спрогнозированными концентрациями.

Стоит отметить, что данный подход обладает существенным недостатком — при прогнозировании на длительный срок происходит накопление ошибки. Это свойственно всем рекуррентным моделям, однако Mamba к этому склонна в меньшей степени благодаря избирательному механизму внимания, использующему проецирование данных в фазовое пространство состояний [1]. Несмотря на указанные проблемы, полагаем, что данное направление исследования необходимо

продолжить, поскольку считаем его перспективным в научно-практическом плане.

Литература

1. Albert Gu, Tri Dao. Mamba: Linear-Time Sequence Modeling with Selective State Spaces. [Электронный ресурс]. URL: <https://doi.org/10.48550/arXiv.2312.00752> — (дата обращения: 28.11.2024)

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОБРАТНОЙ СВЯЗИ ПО РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА ПЕРИОДИЧЕСКОГО ДЕЙСТВИЯ ВСЛЕДСТВИЕ УДЛИНЕНИЯ ТОПЛИВНОГО СТОЛБА ТВЭЛА

*Вдовин Я.А., Верхоглядов А.Е., Верхоглядова В.Н., Кушниц И.В.
Объединённый Институт Ядерных Исследований, г. Дубна*

Уникальные импульсные реакторы периодического действия ИБР-2 и ИБР-2М за время эксплуатации демонстрировали колебания мощности импульсов, не поддающиеся управлению органами регулирования [1]. Одним из факторов, влияющих на неустойчивость, является осевое расширение столба топливных таблеток. В работах, опубликованных ранее, столб таблеток в твэле рассматривался как сплошной однородный цилиндр с равномерным распределением температуры по радиусу [2]. Эти допущения могут приводить к неточностям в расчете реактивности.

Получение зависимости изменения реактивности от времени с учетом точной конструкции твэла и распределения температуры во времени и пространстве является целью данной работы.

В данной работе рассматривается температурный эффект реактивности реактора ИБР-2М после одиночного импульса. Сначала по известным данным были рассчитаны температуры составных частей твэла, характерные для работы реактора на постоянной мощности. Далее, решалась система нестационарных уравнений теплопроводности для получения пространственно-временного распределения температуры в

топливной таблетке после одиночного импульса. Методом конечных элементов вычислялась деформация таблетки в осевом направлении при полученном пространственно-временном распределении температуры. Используя результаты критических расчетов Монте-Карло, по найденной деформации была построена искомая зависимость изменения реактивности во времени.

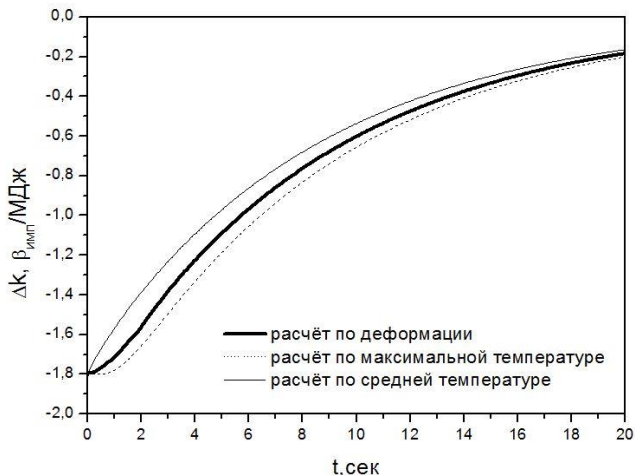


Рис.1 Изменение реактивности после одиночного импульса вследствие увеличения высоты топливного столба. Три варианта расчета

Показано, что форма распределения температуры внутри таблетки не зависит от нагрева за импульс.

Полученные результаты могут быть использованы для моделирования динамики реактора и изучения физических причин неустойчивости при работе.

Литература

1. Шабалин Е.П., О колебаниях мощности и пределах устойчивости импульсных реакторов. // Атомная энергия. Том 61, вып. 6, - М, 1986
2. Шабалин Е.П., Три особенности динамики пульсирующего реактора // Препринт ОИЯИ Дубна. Р13-2022-36, - Дубна, 2022

СИСТЕМА ДЛЯ ВАЛИДАЦИИ ТЕКУЩЕГО СОСТОЯНИЯ ПО ОТНОШЕНИЮ К ПРОЕКТНЫМ СТРОИТЕЛЬНЫМ ОБЪЕКТАМ

*Волошин Т.А., Екимовская В.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

При строительстве атомных электростанций необходима прозрачность процессов на строительной площадке. Для контроля нанимают авторский и технический строительный надзор. Специалисты с помощью вспомогательных информационных систем управляют процессами. Например, используются строительные информационные модели, визуализация или фотоматериал [1,2]. Цель работы - создание аппаратно-программного комплекса для повышения прозрачности процессов, увеличения скорости строительства в связи с быстрым реагированием на совершенные коллизии, повышение эффективности их отделов авторского и технического надзоров, а также для консолидации на одном рабочем месте всей информации о статусе выполнения строительно-монтажных работ. Для оценки функциональных требований рассмотрены несколько заинтересованных лиц [3]. А именно – строители на площадке (отрицательный стейкхолдер), главный инженер проекта, прораб, заказчик проекта, генеральный подрядчик, инвестор. (Рисунок 1).

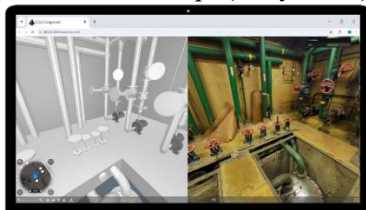


Рис. 1. Интерфейс системы

Прототип системы представляет собой веб-приложение с двумя основными окнами (сферическая съемка и трехмерная модель увязанная с календарно-сетевым графиком).

С помощью информационной системы появляется возможность для сравнения плана и факта выполнения работ.

Для этого реализованы следующие модули: план помещения, одновременное перемещение по сооружения с помощью маркеров, календарь с обозначение дат, в которые были изменения и одновременный поворот двух окон.

Основным языком на первой итерации был выбран JavaScript, так как основные библиотеки написаны на данном языке. Для оформления страницы используются стандартные языки программирования для разметки страницы - HTML и стилей CSS. Для просмотра сферических съемок была использована библиотека photo-sphere-viewer.js, из этой библиотеки были взяты необходимые плагины: markers, virtualtour и map. Так же использованы следующие библиотеки: Web-IFC, OpenBIM-Components, Three.js, jQuery UI.

Литература

1. Visualization in 4D Construction Management Software: A Review of Standards and Guidelines // ResearchGate [сайт]. – URL: https://www.researchgate.net/publication/269192654_Visualization_in_4D_Construction_Management_Software_A_Review_of_Standards_and_Guideline (дата обращения 12.03.2024).
2. Fischer, M. Feasibility Study of 4D CAD in Commercial Construction. – California: Journal of Construction Engineering and Management Stanford University, 1998.
3. В.К. Батоврин. Моделе-ориентированная системная инженерия. Метод системной инженерии ARCADIA. Основные понятия. – Москва: ФГБОУ ВО "МИРЭА - Российский технологический университет", 2021.

ПОСТРОЕНИЕ МОДЕЛИ НЕЙРОННОЙ СЕТИ ДЛЯ НАУКАСТИНГА ПОГОДЫ

*Дмитриев М.С.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Метеорология играет ключевую роль в нашей повседневной жизни, влияя на различные аспекты общества, такие как сельское хозяйство, авиация и управление природными ресурсами. Традиционные методы прогнозирования погоды, основанные на

физических моделях атмосферы, сложны и требуют значительных вычислительных ресурсов. В последние годы внимание все больше привлекают алгоритмы машинного обучения (ML) и наукастинг (т.е. прогноз текущей погоды), что открывает новые возможности для улучшения точности прогнозов и управления климатическими рисками.

Датасеты в формате NetCDF содержат информацию о координатах и значениях радиолокационной отражаемости (Z) для каждого вертикального уровня [1]. Для исследования использованы данные с регулярной сеткой координат, полученные за 19 и 28 августа 2023 года с интервалом в 10 минут, когда наблюдалась активная конвекция. Для тестирования модели выделен первый час 19 августа, данные которого не пересекаются с обучающей выборкой. Визуализация исходных данных проведена в Panoply, что позволило получить представление о пространственном распределении Z . Для удобства работы данные из NetCDF преобразованы в формат CSV, так как этот формат проще обрабатывать при подготовке входных данных для модели. Конвертация осуществлялась в два файла: первый содержит индексы координат и значения векторов признаков, второй — максимальные значения Z по всем уровням.

Для работы с данными использовались индексы координат, а не значения широты и долготы, что упрощало обработку. Исключены отсутствующие и отрицательные значения Z , так как они не несут полезной информации. Итоговый датасет включает 4 485 913 объектов, что достаточно для обучения модели.

В качестве основы нейронной сети выбрана полносвязная архитектура с функцией активации ReLU [2]. Начальная структура включала слои с различным количеством нейронов (от 200 до 2000) и слой Dropout с вероятностью отключения 0.1. Модель компилировалась с оптимизатором Adam, функцией потерь MSE и метриками MAE и RMSE. Обучение проводилось на видеокарте NVIDIA GTX GeForce 1650 при `batch_size = 1024` и количестве эпох, равном 100. Первоначальные результаты показали низкую точность из-за недообучения и недостаточной обобщающей способности. Для улучшения качества проведены эксперименты с изменением числа нейронов, слоёв и параметров Dropout. В результате оптимальное значение вероятности

отключения нейронов составило 0.15. Увеличение объёма выборки до 3 273 457 объектов также способствовало повышению точности.

Итоговая архитектура модели включает один слой с 100 нейронами, один слой с 1000 нейронами, слой Dropout с вероятностью отключения 0.15, пять слоёв с 250 нейронами, четыре слоя с 100 нейронами и результирующий слой с одним нейроном. Такая структура показала лучшие результаты на текущих данных.

Проведённая работа показала эффективность подхода к обработке и подготовке данных, а также построению нейронной сети для задачи прогнозирования максимальных значений радиолокационной отражаемости. Однако, для достижения более высоких показателей точности и надёжности модели необходимы дополнительные исследования, включая эксперименты с архитектурой сети, метриками и функциями потерь.

При разработке сценариев потенциальных аварий [3] в морской среде, связанных с воздействиями экстремальных погодных условий, таких как штормы, критически важно иметь точные прогнозы. Создание модели нейронной сети для наукастинга погоды позволит не только улучшить точность прогнозов, но и своевременно предупреждать о неблагоприятных погодных условиях, помогая в планировании морских операций, снижении рисков аварий и защите окружающей среды.

Литература

1. Жуков В.Ю., Кузнецов А.Д., Сероухова О.С. – Интерпретация данных доплеровских метеорологических радиолокаторов. Учебное пособие. – СПб.: РГГМУ, 2018.;
2. А.М. Миронов – “Машинное обучение. Часть 1” – Учебное пособие, Московский Государственный Университет, Механико-математический факультет;
3. В.М. Кузнецов, Е.Б. Юрчевский - Прогнозная оценка радиационной и экологической безопасности при эксплуатации плавучей атомной электростанции «Академик Ломоносов». Российская Арктика – Том 5 №4 2023 г.

**ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ ТЕОРИИ ГРАФОВ ДЛЯ
ПОИСКА ПУТЕЙ ОБРАЗОВАНИЯ НАИБОЛЕЕ
ЗНАЧИМЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ОБЛУЧАЕМЫХ
НЕЙТРОНАМИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛАХ
УСТАНОВОК УТС В КОДЕ НУКЛИДНОЙ КИНЕТИКИ
ТРАСТ-F**

*Халиков Р.С., Блохин П.А.
ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Теория графов – это раздел дискретной математики, в котором изучаются свойства графов, представляющих собой математические абстракции каких-либо систем связанных между собой реальных объектов. В терминах теории графов такие объекты называют вершинами, а связи между ними – ребрами.

Теория графов получила широкое применение в различных областях, поскольку, как оказалось, многие окружающие нас физические (биологические, экономические и другие) системы можно представить в виде графов и изучать взаимосвязи между объектами данных систем с помощью методов теории графов.

В виде графа можно представить и систему ядерных превращений в материалах, подвергающихся нейтронному облучению. Вершинами графа в данном случае будут являться нуклиды, а его ребрами – нейтронно-ядерные реакции и радиоактивные распады. Полученный таким образом граф является ориентированным – то есть каждое ребро графа имеет направление от одной вершины к другой. Также ребрам и вершинам можно присвоить веса: например, весом вершины может быть количество ядер данного нуклида, а весом ребра – вероятность превращения данного нуклида в другой нуклид по определенному каналу ядерной реакции или распада. В качестве примера на рисунке 1 представлен фрагмент графа, где исходной вершиной является наиболее распространенный природный изотоп вольфрама, рассматриваемого в проекте Международного исследовательского термоядерного реактора ИТЭР в качестве материала первой стенки.

В результате облучения конструкционных материалов установок УТС высокоэнергетическими нейтронами могут

образовываться радиационно опасные радионуклиды. Целесообразно для обеспечения контроля за радиационной безопасностью термоядерных установок исследовать пути, по которым эти радионуклиды могут образовываться.

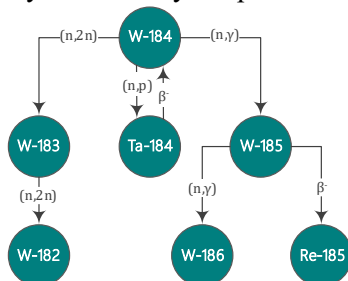


Рис. 1. Фрагмент графа ядерных превращений

С этой целью в ИБРАЭ РАН в рамках федерального проекта №3 разрабатывается модуль определения наиболее вероятных путей образования значимых радионуклидов, входящий в состав кода нуклидной кинетики TRACT-F. В модуле применяются совместно методы поиска в ширину BFS (Breadth First Search) и поиска в глубину DFS (Depth First Search) [1].

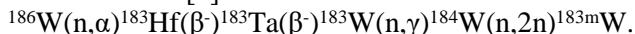
В качестве весов ребер в построенном графе принимались значения λ или $\sigma\Phi$ соответствующих каналов распада или реакции. Для отсеечения незначимых путей использовался следующий критерий, описанный подробнее в [2]:

$$\left(1 - e^{-\alpha_i T}\right) \prod_{i=1}^{D-1} \frac{\beta_i}{\alpha_i} < \varepsilon \frac{N_i(T)}{N_s(0)},$$

где α_i – сумма весов всех ребер, исходящих из i -го нуклида пути (1-ая вершина – исходный нуклид); β_i – вес ребра, входящего в i -ый нуклид пути; D – глубина поиска (удаленность нуклида от исходного); $N_i(T)$ – количество ядер целевого радионуклида на рассматриваемый момент времени T ; $N_s(0)$ – количество ядер исходного нуклида в начальный момент времени; ε – задаваемая пользователем пороговая доля ядер N_i , ниже которой путь считается незначимым.

Так, разрабатываемый модуль позволил, например, выявить один неочевидный из значимых путей образования радиоактивного изотопа ^{183m}W , накапливаемого в значительном

количестве к концу облучения вольфрама в спектре первой стенки blankets ГРУ [3] в течение 8 лет:



Литература

1. Седжвик Роберт, Фундаментальные алгоритмы на C++. Алгоритмы на графах: Пер с англ./Роберт Седжвик. – СПб: ООО «ДиасофтЮП», 2002. – 496 с. ISBN – 5-93772-054-7.
2. J.-C. Sublet, J.W. Eastwood, J.G. Morgan, M.R. Gilbert, M. Fleming, W. Arter, FISPACT-II: an advanced simulation system for activation, transmutation and material modelling, Nucl. Data Sheets 139 (2017) 77–137.
3. Ю.С. Стребков, Д.А. Афремов и др., Разработка и расчётное обоснование концепции твердотельного blankets гибридной реакторной установки, ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 1, с. 29-40.

ПЛАНИРОВАНИЕ ОПЕРАЦИЙ РОБОТА ГИДРОДИНАМИЧЕСКОЙ ОЧИСТКИ ГДО-104

*Зварыкин М.К., Климов Д.В.
ООО «Пролог», г. Обнинск*

Очистка конденсаторов низкого давления (КНД) на атомных электростанциях (АЭС) является важной задачей, так как загрязнения на внутренних поверхностях трубок КНД снижают их теплообменные свойства, что приводит к уменьшению коэффициента полезного действия всего энергоблока. Робототехнический комплекс гидродинамической очистки ГДО-104, разрабатываемый ООО "Пролог", направлен на полную автоматизацию процесса очистки, так как участие людей в этом процессе сопряжено со значительными рисками.

Настоящая работа посвящена разработке алгоритмов и программного обеспечения (ПО) для планирования процесса очистки КНД с использованием системы ГДО-104. Процесс очистки осуществляется следующим образом: робот перемещается по поверхности трубной доски КНД с помощью пневмопальцев и в определенных стационарных положениях

производит очистку доступной ему области трубок, подавая внутрь рукав высокого давления (РВД) с чистящей форсункой. Планирование перемещений робота и последовательности очистки трубок было разделено на два этапа. Сначала осуществлялся поиск необходимых положений робота, из которых достижимы все трубки конденсатора (задача о покрытии). Затем эти положения использовались для построения программы перемещения и очистки.

Задача о покрытии была решена путем сведения к задаче о выполнимости булевой формулы и использовании SAT-решателя Z3. Каждой трубке был присвоен индекс из конечного множества I . Для каждого индекса $i \in I$ вводились булевы переменные C_i, P_i^u, P_i^d , кодирующие соответственно состояние трубки с индексом i и два возможных положения робота (вертикально вверх и вниз), где индекс определяет положение одного из его пневмопальцев. Для каждого положения робота, определяемого индексом i , вычислялись индексы трубок $Acc_i^{u,d}$, которые возможно очистить из этого положения, а для каждой трубки с индексом i — все возможные положения, из которых ее можно очистить $Inv_i^{u,d}$. Булева формула, представляющая решение задачи о покрытии, составлялась из условия, что все трубки должны быть очищены хотя бы из одного положения:

$$\forall_{\{i \in I\}} \left(P_i^{u,d} \rightarrow \bigwedge_{j \in Acc_i^{u,d}} C_j \right) \wedge \left(C_i \rightarrow \sum_{j \in Inv_i^{u,d}} P_j^u + P_j^d \geq 1 \right)$$

Кроме того, вводилось ограничение сверху и снизу на общее количество положений, что позволяло контролировать оптимальность найденного решения и общее время работы программы планирования.

Решение задачи о покрытии использовалось для построения программы перемещений робота и формирования сменных заданий на очистку трубок. Для этого был разработан редактор программ, в котором полученные положения робота и соответствующие им наборы трубок для очистки трансформировались в списки команд исполнительных механизмов робота ГДО-104.

Позиционирование пневмопальцев робота и наведение РВД на трубку осуществлялось в два этапа. Первый – это грубое наведение при помощи энкодеров исполнительных приводов, а второй – точная корректировка при помощи видеокамер и алгоритма распознавания отверстий, который также был разработан в рамках настоящей работы.

Разработанные алгоритмы и ПО были апробированы при применении системы ГДО-104 во время ремонта энергоблока №4 КуАЭС в сентябре 2024 г.

О ПРИМЕНЕНИИ МАШИННОГО ЗРЕНИЯ В УСТАНОВКЕ ПО ПРОИЗВОДСТВУ ИЗОТОПОВ

Романова А.А.¹, Сивков С.И.¹, Машкин А.Н.²

¹ТИ НИЯУ МИФИ, г. Лесной

²СФТИ НИЯУ МИФИ, г. Снежинск

Потребность в радиоизотопах для диагностики и терапии различных заболеваний ежегодно растет. Радиофармпрепараты на основе радионуклида лютеция-177 считаются наиболее эффективными. Его применяют в лечении опухолей костных тканей и внутренних органов. Уникальность технологии получения этого радионуклида, состоит в том, что его получают из иттербия-176. Это сводит к минимуму токсическое действие препарата на организм пациента [1].

Способ получения оксида иттербия-176 из иттербийсодержащего концентрата включает разложение концентрата соляной кислотой, трёхэтапную обработку концентрата, где на всех трёх этапах происходит осаждение оксалата иттербия-176 в присутствии щавелевой кислоты из кислой среды, отделение осадка, его промывку и прокаливание до оксида [2].

На сегодняшний день электромагнитная разделительная установка СУ-20 является единственной в России для промышленного производства данного изотопа.

Процесс разделения делится на четыре самостоятельные части: физические, химические, аналитические и вспомогательные процессы. Самым важным элементом

электромагнитного разделения является постоянный контроль изотопного состава.

Для получения чистых изотопов требуется высокая дисперсия, разрешающая сила и точная стабилизация магнитного и электрических полей. Также необходимы условия для разделения и накопления различных элементов (в том числе и токсичных).

Для выполнения этих условий было принято решение создать аксиально-симметричное фокусирующее магнитное поле. На данным момент все операции на производстве выполняются вручную обученным персоналом. Таким образом, главными факторами для настройки процесса разделения является человеческий фактор.

Одним из вариантов модернизации производства предложено ввести машинное зрение на сепараторную установку. В качестве объекта исследования можно использовать изображения светимости ионного потока излучателя и приемника разделительной камеры. Предлагаемое решение позволит получать данные о процессах, протекающих в разделительной камере, выявить взаимосвязь основных параметров, влияющих на количество получаемого материала и поиск возможностей повышения объема основного продукта.

С каждым годом потребность в изотопах возрастает в связи с расширением рынка применения, поэтому введение данного решения может положительно сказаться на объеме и качестве конечного продукта.

Литература

1. Интернет ресурс [Электронный ресурс]. URL: <https://news.tpu.ru/news/kak-radioaktivnye-izotopy-pomogaut-lecitudeluj-rasskazut-politehnik/>(дата обращения 25.11.2024).

2. Вилкай Е.А., Кабанов И.А., Конопина Л.Я., Шушкин А.П.; Федеральное государственное унитарное предприятие "Комбинат "Электрохимприбор" (ФГУП "Комбинат "Электрохимприбор") Способ получения оксида иттербия-176. Патент № 2678651 РФ, МПК C01F 17/00 (2006.01)C22В 3/10 (2006.01) C22В 3/20 (2006.01); Заявл. 30.08.2017; Оpubл. 30.01.2019, Бюл.№4.

ПРИМЕНЕНИЕ ФИЗИЧЕСКИ-ИНФОРМИРОВАННЫХ НЕЙРОСЕТЕЙ ДЛЯ РЕШЕНИЯ УРАВНЕНИЙ ФИЗИКИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

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

В последние годы в мировом научном сообществе набирает популярность новый метод решения дифференциальных уравнений в частных производных с помощью физически-информированных нейросетей (Physics-informed neural networks – PINNs). Данный метод показал свою эффективность в ряде задач механики жидкости, например, при решении усредненных уравнений Навье–Стокса в случае турбулентного течения [1].

Особенностью физически-информированных нейросетей для решения дифференциальных уравнений является включение механизма автоматического дифференцирования выхода нейросети, на котором ожидается значение прогнозируемой функции, по ее входу, на который подаются переменные величины, от которых зависит искомая функция, в процесс обучения. Кроме того, в структуру сети заносится информация о граничных и начальных условиях решаемого уравнения. Большим преимуществом физически-информированных сетей является их способность моделировать решение уравнения для внутренних точек исследуемой области переменных только по информации об условиях на границе области [1].

Нейтронно-физические расчеты, которые проводятся при моделировании ядерных реакторов предполагают решение систем различных дифференциальных и интегро-дифференциальных уравнений [2]. В связи с этим возникает предположение о возможности использовании физически-информированных нейросетей для решения реакторных уравнений.

В настоящей работе рассматривается применение физически-информированной нейросети для решения стационарного уравнения диффузии нейтронов в гомогенном цилиндрическом реакторе без отражателя, которое может быть описано системой (1):

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r D \frac{\partial \varphi}{\partial r} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(D \frac{\partial \varphi}{\partial z} \right) - \Sigma_a \varphi = -f(r, z) \\ \left(r D \frac{\partial \varphi}{\partial r} \right) (0, z) = 0; \left(D \frac{\partial \varphi}{\partial z} \right) (r, 0) = 0 \\ \varphi(r, H_3) = 0; \varphi(R_3, z) = 0 \end{array} \right. , \quad (1)$$

где $\varphi(r, z)$ – поток нейтронов, D – коэффициент диффузии, Σ_a – макроскопическое сечение поглощения, $f(r, z)$ – источник нейтронов, H_3 – экстраполированная высота реактора, R_3 – радиус внешней экстраполированной границы реактора.

Эта задача является базовой для физики реакторов, так как решение для гомогенного реактора без отражателя описывает основные особенности решений для реакторов с отражателями [2].

Дифференциальное уравнение в системе (1) относится к типу уравнений Гельмгольца. Физически-информированные нейросети показали довольно высокую точность решения уравнений данного типа в трехмерной прямоугольной области [3].

Для оценки точности результатов решения системы (1) с помощью нейросети решение системы (1) реализуется в программном комплексе, использующем метод Монте-Карло, и вычисляется численно методом неполной факторизации.

Литература

1. Physics-informed neural networks for solving Reynolds-averaged Navier–Stokes equations [Электронный ресурс]. URL: <https://doi.org/10.1063/5.0095270> — (дата обращения: 28.11.2024)
2. Марчук Г.И. Численные методы расчета ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1958
3. S. Schoder, F. Kraxberger Feasibility study on solving the Helmholtz equation in 3D with PINNs [Электронный ресурс]. URL: <https://doi.org/10.48550/arXiv.2403.06623> — (дата обращения: 28.11.2024)

**УПРАВЛЕНИЕ ПРИНЯТИЕМ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ
РЕШЕНИЙ НА БАЗЕ 3D-МОДЕЛИ СЛОЖНОГО
ИНЖЕНЕРНОГО ОБЪЕКТА В ПРИЛОЖЕНИИ К
ТЕХНОЛОГИИ VR**

*Стогний Е.А., Волобуева Т.Ф., Колыхалов П.И.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Представленный доклад отражает результаты начального этапа исследовательской деятельности, посвященной разработке виртуального тренажера как инструмента, применяемого в процессе принятия технологических решений инженером, проектирующим сложный инженерный объект (СИО).

Использование технологии виртуальной реальности (virtual reality, VR) позволяет погрузить человека в виртуальный мир [1]. Возможность выбирать точку обзора в виртуальном мире в соответствии с решаемой задачей является основой применения VR в инженерной, технологической, медицинской и других передовых областях цифровой экономики [2].

Согласно дорожной карте развития «сквозной» цифровой технологии «Технологии виртуальной и дополненной реальности» Минцифры РФ 2019 года, широкое внедрение VR/AR-технологий должно способствовать развитию экономики страны и существенному повышению производительности и эффективности в рамках Индустрии 4.0 [1].

Согласно различным исследованиям, наибольший потенциал VR находится в секторе проектирования, архитектуры и моделирования (от 44% до 67%) [3]. Виртуальное тестирование проектируемого инженерного объекта выполняется на основе информационной модели, которая учитывает все этапы строительства [2]. Использование технологии VR позволяет инженерам наблюдать, как их решения влияют на среду проекта. Применение такой технологии дает возможность сокращения трудозатрат инженера при принятии технологических решений, и, как следствие, влечет за собой повышение эффективности функционирования СИО.

Целью исследования является разработка структуры интерактивного виртуального тренажера, позволяющего протестировать управление СИО в контролируемых условиях.

Для достижения поставленной цели предполагается решить следующие задачи:

1. Определить значение центрального для данного исследования понятия «цифровой двойник сложного инженерного объекта» посредством анализа современных подходов к определению данного термина.

2. Сформулировать принципы отбора отражаемого функционала СИО при подготовке его цифрового двойника.

3. Определить перечень необходимой атрибутивной информации инженерных устройств и контрольно-измерительных приборов, влияющей на вариативность технологических решений.

4. Разработать алгоритм сценария воздействия на функционирование выбранного СИО в роли инженера.

5. Реализовать интерактивный сценарий в форме тренажера на базе российского программного обеспечения VR Concept.

6. Апробировать сценарий в виртуальной реальности.

Теоретическая значимость работы заключается в новом подходе к определению понятия «цифровой двойник сложного инженерного объекта». Практическая значимость будет состоять в появлении возможности использовать результаты данного исследования при разработке цифровых двойников СИО.

Литература

1. Интернет-ресурс «Министерство цифрового развития, связи и массовых коммуникаций РФ». Дорожная карта развития «сквозной» цифровой технологии «Технологии виртуальной и дополненной реальности» [Электронный ресурс]. URL: <https://digital.gov.ru/ru/documents/6654/> (дата обращения 20.11.2024).

2. Козленко Т.А., Придвижкин С.В. BIM и VR: Разработка программного модуля для интеграции информационного моделирования зданий и виртуальной реальности // The Russian Automobile and Highway Industry Journal. - Екатеринбург: Вестник СибАДИ, 2021.

3. E. Langer. Media Innovations AR and VR: Success Factors for The Development of Experiences. - Berlin, Germany: Springer, 2023.

ПОСТРОЕНИЕ МОДЕЛИ НЕЙРОННОЙ СЕТИ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ СЕЙСМИЧНОСТИ НА ОСНОВЕ ДАННЫХ GPS-МОНИТОРИНГА

Торочников М.Ю.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Сейсмическая активность представляет собой важный объект изучения в области геофизики и сейсмологии, поскольку землетрясения могут иметь катастрофические последствия для человеческой жизни и инфраструктуры. Традиционные методы анализа, основанные на статистике и физическом моделировании, сталкиваются с ограничениями из-за быстро меняющихся геологических условий и увеличения объема данных. В этом контексте искусственный интеллект и алгоритмы машинного обучения представляют собой перспективные инструменты для повышения точности и надежности прогнозирования сейсмических событий, позволяя обрабатывать большие объемы данных и выявлять сложные закономерности.

В ходе исследования была собрана информация о смещениях точки земной поверхности в трех пространственных направлениях, полученная с помощью GPS-приемника, который фиксировал координаты с интервалом в 1 секунду на протяжении суток. Исходные файлы с данными GPS, содержащие сведения о смещениях, были обработаны. Данные формата .pos были преобразованы в таблицу Excel через обработку строк, разделение их на значения и формирование DataFrame с последующим экспортом в файл .xlsx. Также была проведена предварительная обработка данных, которая включала форматирование даты и времени, нормализацию столбца высоты и сохранение результатов в новый файл.

В рамках анализа временных вариаций параметров был разработан алгоритм, включающий загрузку данных из Excel, расчет средних значений и стандартных отклонений параметров

смещений, а также вычисление корреляции между этими параметрами, высотой и координатами. Затем была построена регрессионная модель для оценки зависимости параметров смещений от высоты и местоположения с выводом коэффициентов детерминации и весовых коэффициентов. Для визуализации закономерностей были созданы диаграммы разброса и гистограммы распределения значений параметров, что позволило наглядно продемонстрировать связь смещений с высотой и их распределение.

При разработке модели прогнозирования параметров смещений была реализована процедура, включающая разделение данных на обучающую и тестовую выборки, обучение модели с использованием метода опорных векторов (SVR) и предсказание значений для обеих выборок. Метрики оценки качества модели, такие как R^2 , MSE и RMSE [1], были вычислены и записаны в словари для дальнейшего анализа. Результаты были представлены для каждого параметра, а также возвращены словари с метриками для удобства использования.

В процессе исследования был разработан метод прогнозирования смещений земной поверхности на основе модели SVM и реальных данных GPS-мониторинга. На текущем наборе данных SVM-модель показала наилучшие результаты, что указывает на зависимость эффективности методов от особенностей региона. Предложенные подходы могут быть применены в системах мониторинга смещений, а дальнейшие перспективы работы включают оптимизацию моделей и изучение каскадных подходов.

Литература

1. Welch W.J., Bishop G. An Introduction to the Kalman Filter. Chapel Hill, NC: University of North Carolina, 2006.

**ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЕНИЯ МЕДИЦИНСКИМИ
ОРГАНИЗАЦИЯМИ НА ОСНОВЕ ИСКУССТВЕННОГО
ИНТЕЛЛЕКТА**

Герасимова Н.П.¹, Матросова Е.В.¹, Клеймёнова Е.Б.²

¹НИЯУ МИФИ, г. Москва

²НМИЦ ТО имени Н.Н. Приорова, г. Москва

В современном мире технологии развиваются с невероятной скоростью, искусственный интеллект (ИИ) становится всё более актуальным инструментом для оптимизации и улучшения работы различных сфер деятельности. Медицина не является исключением. В данном докладе рассматриваются перспективы управления медицинскими организациями на основе ИИ, а также его преимущества, проблемы и ограничения.

Преимущества использования ИИ в управлении медицинскими организациями

Автоматизация рутинных процессов: ИИ может автоматизировать рутинные процессы, такие как обработка данных, планирование ресурсов и управление персоналом. Это позволяет медицинским организациям сосредоточиться на более важных задачах, таких как лечение пациентов и развитие новых технологий.

Повышение точности и скорости принятия решений: ИИ способен анализировать большие объёмы данных и предоставлять точные прогнозы и рекомендации. Это помогает врачам принимать более обоснованные решения и улучшать качество лечения.

Улучшение качества обслуживания пациентов: персонализация лечения, мониторинг состояния и раннее выявление проблем. Пациенты получают более качественное обслуживание, а их здоровье находится под постоянным контролем.

Недостатки использования ИИ в управлении медицинскими организациями

Даже если медицинская организация успешно внедрит ИИ, она столкнется с постоянными вызовами отраслевого уровня — факторами, которые не зависят от организации и могут препятствовать широкому внедрению. К ним относятся неоднородность данных, отсутствие доверия со стороны пациентов, постоянная необходимость адаптации, способность фиксировать рост производительности и нормативно-правовые аспекты [1].

По расчетам, больницы, использующие технологии с применением искусственного интеллекта, в течение следующих пяти лет смогут добиться ежегодной чистой экономии в размере от 60 до 120 миллиардов долларов (примерно от 4 до 10 % от общих затрат больниц), используя современные технологии без ущерба для качества и доступа. Особенно перспективным является задействование технологии при построении лечебно-диагностических и сопутствующих процессов, включающих в себя проведение клинических мероприятий в приемном отделении, оказание стационарной помощи, проведение диагностики, построение цепочек обеспечения, управление клиническими кадрами, а также обеспечение качества и безопасности медицинской деятельности. Около 40 % общей экономии будет получено за счет сокращения административных расходов (примерно от 9 до 19 % от этой категории затрат), а остальные 60 % — за счет сокращения медицинских расходов (примерно от 4 до 8 % от этой категории затрат). Около 45 % общей экономии будет получено за счет упрощения существующих процессов, а остальные 55 % — за счет создания новых процессов. По опыту, сегодня менее 10 % медицинских организаций полностью внедряют технологии искусственного интеллекта в свои бизнес-процессы. Однако выгоды от

этого весьма значительны: как показывает наш опыт, организации, внедрившие ИИ, имеют вдвое более высокие темпы роста доходов в течение пяти лет по сравнению с теми, кто этого не делает [1].

Публикация осуществлена при поддержке Российского научного фонда (грант РНФ № 24-14-00310).

Литература

1. N. Sahni, G. Stein, R. Zimmel, D. Cutler., “The Potential Impact Of Artificial Intelligence On Healthcare Spending” // National Bureau Of Economic Research, - Cambridge, 2023

СЕКЦИЯ VI
РАДИОНУКЛИДНАЯ И ЛУЧЕВАЯ МЕДИЦИНА

**ОЦЕНКА ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ ПРИ НАЛИЧИИ
ИМПЛАНТОВ В ВИДЕ КОРОНОК**

*Андреев М.Р., Вахтель В.М., Титова Л.В., Любашевский Д.Е.
ВО «ВГУ», г. Воронеж*

В современной лучевой гамма - терапии одной из сложных задач является облучение полости рта, наличие имплантов, очевидно, только усложняет этот процесс, искажая дозное поле. При этом допустимые отклонения находятся в интервале 3%.

Главной целью работы является проведение оценки изменений дозы внутреннего рассеяния и поглощения излучения в полости рта, при наличии имплантатов(коронки).

В качестве облучаемого объекта выступал тканеэквивалентный фантом из твердой воды со средней электронной плотностью 0 НУ (в единицах Хаунсифлда). Дополнительно использовался стоматологический фантом челюсти человека с электронной плотностью зубов 1600 НУ, включавшим болус, имитирующий щеку со средней электронной плотностью -4 НУ, а также металлические коронки из нержавеющей стали (толщина стенки составляет 0.3 мм, а электронная плотность - 8000 НУ)

Облучаемый объект анализировался с помощью компьютерной томографии для разметки и дальнейшей подготовки плана лучевой терапии. Во время КТ исследования фантом был поставлен на специальную подставку с регулируемым наклоном. Характеристики пучка: 6МэВ, расстояние до изоцентра 100 см, размер поля 7х7 см, отпускаемая доза 200 МУ или 2 Гр. Положение гантри соответствовало 90 градусам.

В результате с помощью разработанного фантома и методики планирования облучения получены оценки поглощенных доз языка с учетом использования имплантатов(коронки), проведено сравнение значений в рамках модели колебаний разработанного фантома.

Оценка поглощенной дозы определялась с помощью гамма камеры Fc-65E. Отклонение в экспериментальных данных при облучении фантома без использования имплантатов и с ним составляет менее 1%, а влияние наклона оказывает вклад до 3%.

В заключении можно отметить, что был разработан фантом имитирующий челюсть человека при гамма-лучевой терапии. Проведены исследования распределения поглощенных доз в зависимости от использования имплантатов и геометрических факторов, а также предложена модель для оценки поглощенной дозы.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЦИТОТОКСИЧНОСТИ НАНОЧАСТИЦ ДИОКСИДА ЦЕРИЯ НА КЛЕТКАХ DPSC

Кочнова А.О.¹, Попов А.Л.²

¹ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

*²ИТЭБ РАН, лаборатория тераностики и ядерной медицины,
г. Пущино*

Важными задачами современной фармакологии являются разработка систем направленной доставки противоопухолевых лекарственных веществ и снижение системной токсичности в терапии злокачественных новообразований. Низкая токсичность наночастиц диоксида церия делает их использование в медицине достаточно безопасным, что открывает перспективы для использования данных материалов в качестве потенциального лекарственного средства для терапии различных заболеваний. На этапе доклинических исследований важно оценить возможное токсическое действие наночастиц, используя разные методы проведения оценки.

Целью исследования является определение цитотоксичности наночастиц диоксида церия на культуру Dental pulp stem cells (DPSC), полученную из пульпы зуба пациента до 16 лет.

Задачи исследовательской работы:

- определить цитотоксичность наночастиц диоксида церия методом МТТ-теста, для оценки метаболической активности клеток и цитотоксичной активности потенциальных лекарственных агентов и токсичных веществ;

- определить цитотоксичность наночастиц и жизнеспособность клеток Dental pulp stem cells (DPSC) методом Live/Dead теста;
- проанализировать полученные результаты графическим способом.

Одним из перспективных методов определения цитотоксичности наночастиц является МТТ-тест, это колориметрический тест для оценки метаболической активности клеток и цитотоксичной активности потенциальных лекарственных агентов и токсичных веществ. Также для определения жизнеспособности клеток и цитотоксичности веществ применялся Live/Dead тест, основанный на окрашивании мертвых и живых клеток с помощью двух разных красителей. Выше указанные методы применялись в данном исследовании из-за более быстрого их проведения и обработки результатов, по сравнению с другими известными применяемыми методами.

В работе показано применение выше указанных тестов для определения цитотоксичности наночастиц диоксида церия на культуре клеток DPSC. Продемонстрировано визуальное контрастное изображение высокого разрешения, позволяющее наглядно определить процент активных клеток.

В результате проведенного исследования были получены результаты, которые подтвердили низкую токсичность наночастиц диоксида церия к культуре клеток DPSC.

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.
2. Анохин Ю.Н. Нанотехнологии и наноматериалы для визуализации и терапии злокачественных опухолей. Успехи современного естествознания. 2014, № 5-2.

ВОЗМОЖНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ МТТ-ТЕСТА ДЛЯ ОЦЕНКИ ПОВРЕЖДЕНИЙ МИКРОВОДОРОСЛИ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ

Недодел Д.С., Комарова Л.Н., Афонин А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

Одним из классических и широко применяемых методов оценки жизнеспособности клеток является МТТ-тест. Он заключается в измерении биохимической активности ферментов митохондрий. По результатам МТТ-теста возможно выявление и оценка степени цитотоксичности. Изначально МТТ-тест был предложен для оценки жизнеспособности лимфоцитов животных и человека, однако сейчас требуется оптимизация данного метода и для других биообъектов [1]. Применение МТТ-теста для исследования повреждений микроводоросли обладает высоким потенциалом, так как гидробионты обладают высокой чувствительностью к радиоактивным загрязнениям окружающей среды. Исследование влияния ионизирующего излучения на гидробионтов имеет большое значение для экологии.

Таким образом, целью работы стало изучение возможности применения МТТ-теста для оценки повреждений микроводоросли при действии на нее ионизирующего излучения.

Объектом исследования выступила микроводоросль *Chlorella kessleri*, штамм ВКПМ AI-11 ARW. Данный штамм криофильный, планктонный и обладает способностью предотвращать избыточный рост цианобактерий [2]. Он утвержден для коррекции альгоценоза водоемов, в том числе и водоемов-охладителей АЭС, с целью их реабилитации [3]. Микроводоросль культивировали в культиваторе КВ-05 на жидкой питательной среде Тамия.

Облучение проводили на базе НИЦ «Курчатовский институт» – ВНИИРАЭ, на уникальной научной установке «ГУР-120» с источником излучения ^{60}Co . Дозы облучения: 50 Гр, 100 Гр и 150 Гр. Мощность дозы 58 Гр/ч.

При проведении МТТ-теста на культуре клеток *Chlorella kessleri* исследовали концентрации красителя 0,5 мг/л и 5 мг/л и

время инкубации с красителем. Измерения оптической плотности образцов проводили на 3-х рабочих длинах волн: 450 нм, 492 нм, 530 нм.

По итогам работы предложена модификация методики проведения МТТ-теста под биообъект микроводоросль *Chlorella kessleri*. Для оценки метаболической активности микроводоросли подобрана оптимальная концентрация красителя МТТ 0,5 мг/л и время инкубации с красителем в течение 1,5 часов. Также были проанализированы данные измерений на разных рабочих длинах волн и в качестве оптимальной длины волны выбрана 450 нм рабочая и 630 нм шумовая

С помощью модифицированной методики были получены достоверные результаты снижения метаболической активности клеток *Chlorella kessleri* с повышением дозы получаемой радиации.

Литература

1. Сизова А.И. и др. Оценка влияния 2-(хлординитрометил)-4-метокси-6- (4 метилпиперазин-1-ил)-1,3,5-триамина на метаболическую активность лимфоцитов периферической крови человека // Рецепторы и внутриклеточная сигнализация : Сборник статей Международной конференции, Пущино, 22–26 мая 2023 года Том 2. – Серпухов, 2023. – С. 734-739.

2. Богданов, Н.И.; заявитель Общество с ограниченной ответственностью Научно-производственное объединение "Альгобиотехнология". Планктонный штамм *Chlorella kessleri* для предотвращения "цветения" водоёмов синезелеными водорослями. Патент № 2585523 С1 Российская Федерация, МПК С12N 1/12, С02F 3/32, С12R 1/89. №2015111746/10; заявл. 31.03.2015; опубл. 27.05.2016.

3. ГОСТ 59977-2022. Биологическая безопасность. Обезвреживание и утилизация биологических и органических материалов. Общие технические условия. Реабилитация водных объектов методом коррекции альгоценоза. (утв. и введен в действие 15.01.2022 №59977) // Национальный стандарт Российской Федерации. – Москва. – 2022.

**ИЗМЕНЕНИЕ АБСОЛЮТНОГО КОЛИЧЕСТВА
СТВОЛОВЫХ КЛЕТОК РАКА ШЕЙКИ МАТКИ ЛИНИИ
SiHa ПОСЛЕ КОМБИНИРОВАННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ γ -
ИЗЛУЧЕНИЯ И ХИМИОПРЕПАТОВ**

Соболева Л.А., Матчук О.Н., Замулаева И.А.

*Медицинский радиологический научный центр имени А.Ф. Цыба
– филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России, г.
Обнинск*

В настоящее время для лечения рака шейки матки (РШМ) все чаще применяют методы комбинированной химиолучевой терапии (ХЛТ), однако у части больных не удается добиться удовлетворительных результатов из-за резистентности опухоли к радио- и химиотерапевтическому воздействию. Во многом эта резистентность зависит от опухолевых стволовых клеток (ОСК), которые являются источником прогрессирования и рецидивирования заболевания ввиду высокой радио- и химиорезистентности [1]. Поэтому выяснение причин такой резистентности является актуальной задачей в онкологии уже длительное время.

Целью данной работы является изучение абсолютного количества ОСК шейки матки стабильной линии SiHa после воздействия γ -излучения в дозе 4 Гр и противоопухолевых препаратов (цисплатин – 0,8 мкг/мл и оксалиплатин – 1 мкг/мл).

ОСК идентифицировали с помощью проточной цитометрии по способности исключать флуоресцентный краситель Хёхст 33342 и формировать так называемую боковую популяцию (side population, SP).

Нами было показано, что облучение в дозе 4 Гр приводит к значимому увеличению абсолютного количества ОСК в 2,5 раза относительно контроля (рис. 1). При исследовании воздействия химиопрепаратов на ОСК можно отметить, что только цисплатин вызывает увеличение количества абсолютного ОСК в 2,8 раз, в то время как оксалиплатин имеет такие же показатели, как в контроле.

При комбинированном воздействии γ -излучения в дозе 4 Гр с цисплатином и оксалиплатином количество ОСК статистически

значимо увеличивается относительно контроля в 5,8 раз и 1,8 раз соответственно (рис. 1).

При этом следует отметить, что комбинация оксалиплатина с γ -излучением приводит к статистически значимому снижению количества ОСК в 1,4 раза по сравнению с одиночным облучением в дозе 4 Гр, что может указывать на возможную элиминацию и/или повышение радиочувствительности ОСК. В то же время комбинация γ -излучения с цисплатином, наоборот, приводит к увеличению в 2,3 раза абсолютного количества ОСК относительно образцов, облученных в дозе 4 Гр в монорежиме.

Ожидаемо, что при этом общее количество опухолевых клеток снижалось во всех исследуемых образцах относительно контроля в виду цитотоксического и цитостатического действия ионизирующего излучения и химиопрепаратов.

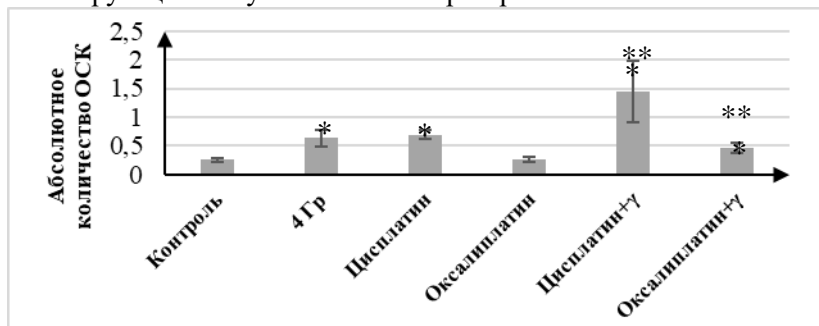


Рис.1. Изменение количества ОСК

* $p < 0,01$ по сравнению с контролем, ** $p < 0,05$ по сравнению с облучением в дозе 4 Гр

Заключение. Полученные результаты свидетельствуют о том, что комбинация оксалиплатина с облучением более эффективна в отношении элиминации ОСК относительно комбинированного действия облучения с цисплатином.

Литература

1. Матчук О. Н. и др. Радиорезистентность опухолевых стволовых клеток-одна из ключевых проблем радиационной онкологии //Research and Practical Medicine Journal. – 2019. – V. 6. – Suppl 1. – P. 189.

ПОЛУЧЕНИЕ ОПЫТНОЙ ПАРТИИ ^{224}Ra МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ

Голованов В.А.¹, Буткалюк И.Л.², Буткалюк П.С.²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Признание уникальных свойств радиофармпрепаратов на основе альфа-излучающих радионуклидов способствовало росту интереса к исследованиям в этой области. Во всем мире, в том числе и в России, ведутся работы по изучению свойств потенциальных РФП на основе альфа-эмиттеров и разработке технологий их получения [1].

Препарат ^{224}Ra можно использовать не только в качестве альфа-эмиттера для таргетной радионуклидной терапии, но и как генератор перспективных для использования в ядерной медицине нуклидов ^{212}Pb и ^{212}Bi .

В АО «ГНЦ НИИАР» ^{224}Ra выделяется из ^{228}Th по принципу радиоизотопного генератора с последующей аффинажной очисткой от примесных дочерних нуклидов. В свою очередь ^{228}Th нарабатывается при реакторном облучении ^{226}Ra [2]. Помимо изотопа ^{228}Th при облучении радиевых мишеней происходит накопление ^{227}Ac и ^{229}Th . После отделения ториевой фракции и выдержки для распада короткоживущих нуклидов генерирование ^{224}Ra проводят из смеси $^{228,229}\text{Th}$. Ввиду большого периода полураспада (7880 лет) ^{229}Th при паспортизации ^{224}Ra необходимо учитывать вклад продуктов распада ^{229}Th в общую активность препарата ^{224}Ra .

Получение ^{224}Ra осуществляется в несколько этапов: отделение его от ^{228}Th на анионите в азотнокислой среде и затем аффинажная очистка методом катионообменной хроматографии в присутствии этилендиаминтетрауксусной кислоты.

Объемную активность ^{224}Ra определяли методом альфа-спектрометрического анализа. Содержание радиоактивных примесей ^{60}Co , ^{59}Fe , ^{54}Mn определяли методом гамма-спектрометрического анализа.

Содержание долгоживущего материнского изотопа ^{228}Th определяли методом альфа-спектрометрии с предварительным

химическим выделением ториевой фракции на анионообменной смоле BioRad AG 1x8.

Так как в изначальном препарате присутствует ^{229}Th , то необходимо определить содержание ^{225}Ra в препарате ^{224}Ra ($^{229}\text{Th} (\alpha) \rightarrow ^{225}\text{Ra}$). Его прямое измерение осложнено тем, что основная аналитическая линия в гамма-спектре ^{225}Ra ($E=40$ кэВ) накладывается на линию ^{212}Bi ($E=39,9$ кэВ). Анализ осуществлялся двумя способами:

1. Прямое гамма-спектрометрическое измерение с длительной экспозицией.
2. Выдержка препарата с последующим химическим выделением ^{225}Ac ($^{225}\text{Ra} (\beta) \rightarrow ^{225}\text{Ac}$) с использованием метода экстракционно-распределительной хроматографии.

Определение содержания нерадиоактивных примесей в препарате ^{224}Ra проводили методом атомно-эмиссионного анализа.

В результате проведенной работы получена опытная партия препарата $^{224}\text{RaCl}_2$ с объемной активностью $(1,31 \pm 0,12) \cdot 10^8$ Бк/мл. Отношение активности примесных радионуклидов ^{228}Th и ^{225}Ra не превышают $5,05 \cdot 10^{-5} \%$ и $7,4 \cdot 10^{-2} \%$ от активности $^{224}\text{RaCl}_2$ соответственно. Общее содержание нерадиоактивных примесей менее 9,2 мкг/мл препарата.

Литература

1. Производство альфа-эмиттеров и перспективы создания РФЛП на их основе: программа и тезисы семинара. – 22 ноября 2019, АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск. – 1 с.
2. Р. А. Кузнецов, П. С. Буткалюк, В. А. Тарасов, А. Ю. Баранов, И. Л. Буткалюк, Е. Г. Романов, В. Н. Куприянов, Е. В. Казакова. Выходы продуктов активации при облучении ^{226}Ra в высокопоточном реакторе СМ// Радиохимия. 2012. т. 54. N. 4. Сс. 352–356.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЦИТОТОКСИЧЕСКОГО ДЕЙСТВИЯ МЕЛАТОНИНА НА КЛЕТОЧНЫХ ЛИНИЯХ ЧЕЛОВЕКА

*Тендитник Е.А., Чуенкова А.В., Семакина А.П., Лапенко А.К.,
Комарова Л.Н.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Ионизирующее излучение широко применяется во многих сферах деятельности человека. Большинство известных радиопротекторных соединений являются эффективными, но обладают высокой токсичностью. Это вызывает необходимость поиска современного эффективного нетоксичного радиопротектора. Одним из таких веществ является мелатонин, гормон эпифиза, поскольку он обладает выраженными антиоксидантными свойствами [1].

Несмотря на многочисленные исследования мелатонина *in vivo* и *in vitro*, не было установлено концентрации вещества, которая оказывала бы цитотоксический эффект. В данной работе была проведена оценка метаболической активности клеток, инкубированных с мелатонином, с помощью МТТ-теста. В качестве объектов исследования были выбраны нормальные клетки человека фибробласты hTERT и опухолевая клеточная линия аденокарциномы легкого A549. Культивирование проводилось по стандартной методике в виде монослоя в полной питательной среде DMEM [2]. Исследуемые концентрации мелатонина составили 6,46, 3,23, 1,6, 0,8, 0,4, 0,2, 0,1, 0,05 мМ. В качестве растворителя мелатонина использовали 1% ДМСО. Время инкубирования клеток с мелатонином составило 1 час и 24 часа.

По результатам МТТ-теста было показано, мелатонин во всех исследуемых концентрациях не оказывает токсического действия на исследуемые клеточные линии (рисунок 1). Снижение жизнеспособности клеток может быть обусловлено использованием 1%-ного ДМСО в качестве растворителя мелатонина.

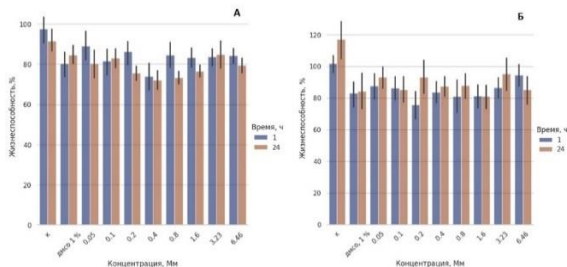


Рис. 1. Влияние мелатонина в исследуемых концентрациях на жизнеспособность клеток человека: А – фибробласты человека hTERT, Б – аденокарцинома легкого A549

Таким образом, представляет интерес дальнейшее исследование мелатонина в качестве радиопротекторного препарата после воздействия ионизирующего излучения разного качества.

Литература

1. Reiter R., Mayo J., Tan D. Melatonin as an antioxidant: under promises but over delivers. / J Pineal Res. – 2016. – 61(3). – С. 253-278.
2. Черкасова Е.И., Брилкина А.А. Работа с культурами клеток/ Учебно-методическое пособие. – Нижний Новгород: Издательство Нижегородского университета, 2015. – 57 с.

ПОДБОР МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ФАНТОМА МАЛОГО ТАЗА ЧЕЛОВЕКА

*Поломошнова Д.А.¹, Булавская А.А.¹, Милойчикова И.А.^{1,2},
Стучебров С.Г.¹*

¹НИ ТПУ, г. Томск

²НИИ онкологии Томского НИМЦ, г. Томск

Для решения таких задач, как расчет защиты от излучения, планирование лучевой терапии и медицинской визуализации, необходимо обеспечивать точную оценку дозы облучения

человека [1]. Для этого необходимо использовать дозиметрические фантомы – анатомические модели людей в натуральную величину, разработанные для имитации свойств взаимодействия ионизирующего излучения с тканями человека.

В данном исследовании был подобран набор материалов с разными физическими характеристиками для создания гетерогенного дозиметрического фантома малого таза человека методом послойного наплавления.

Для изготовления тестовых изделий были выбраны следующие филаменты: PLA, ABS, PETG, BFCopper производства Bestfilament; AEROTEX, CERAMO-TEX производства Filamentarno. Для изготовления образцов использовалось устройство трехмерной печати Original Prusa i3 MK3S&MK3S+MMU2SS.

Образцы были изготовлены в виде параллелепипедов с размерами 50×50×10 мм. Из каждого материала изготовлено 4 образца с коэффициентами заполнения 70%, 80%, 90%, 100%, рисунок заполнения – прямолинейный. Внешний вид изготовленных изделий представлен на рисунке 1.

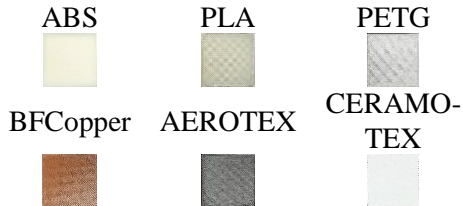


Рис. 1. Фото изготовленных образцов со 100% заполнением

Проведены измерения габаритных размеров и рассчитаны средние массовые плотности напечатанных образцов для выбранных материалов с разными коэффициентами заполнения. Получены зависимости значений средней массовой плотности от коэффициента заполнения, которые позволят подобрать материал и коэффициент заполнения образца из него для изготовления изделия, имеющего заданную плотность.

Для определения единиц Хаунсфилда проведено КТ-исследование изготовленных образцов. Данные компьютерной томографии получены с помощью сканера Siemens SOMATOM Confidence. В ходе измерений использовались 2 настройки

рентгеновской трубки, а именно менялось напряжение – 80 кВ и 120 кВ. Анализ данных проводился в программном обеспечении MultiVox Dicom Viewer.

По полученным данным построены зависимости единиц Хаунсфилда от коэффициента заполнения изготовленных образцов. В совокупности с данными средних массовых плотностей изготовленных изделий, построенные зависимости позволят определять необходимый материал и коэффициент заполнения для имитации различных тканей.

Далее на основе данных, полученных в работе, были выбраны материалы и параметры печати из них для имитации различных тканей малого таза человека. Полученные результаты лягут в основу изготовления антропоморфного дозиметрического фантома малого таза человека методами послойного наплавления.

Работа выполнена в рамках гранта РФФИ №23-79-01232.

Литература

1. Кальницкий С.А., Вишнякова Н.М., Власова М.М., Современное медицинское облучение населения// Биотехносфера, - СПб. 2010.

ПРОВЕРКА РАБОТОСПОСОБНОСТИ КАТИОНИТА ТОКЕМ-140 В ПРОЦЕССЕ ОБЕССОЛИВАНИЯ ФРАКЦИИ ^{177}Lu

Бут Е.В.¹, Лобаненко В.В.²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время лучевая медицина – один из эффективных способов борьбы с раковыми заболеваниями. На данный момент выпускается множество медицинских препаратов на основе различных радионуклидов. Одним из них является ^{177}Lu . Благодаря своим характеристикам (низкая энергия β -излучения, невысокая проникающая способность в мягких тканях) он занимает ключевую роль в лечении рака предстательной железы.

В АО «ГНЦ НИИАР» осуществляется производство препарата $^{177}\text{LuCl}_3$, которое состоит из нескольких стадий: облучение ^{176}Yb в реакторе, отделение ^{177}Lu от стартового материала, обессоливание, анионообменная очистка, концентрирование и паспортизация. Операции разделения и концентрирования проводятся методом хроматографии на ионообменных смолах компании Bio-Rad.

В основе исследования лежит проверка возможности замены ионита Bio-Rad AG 50W-X8 100-200 mesh аналогом – ТОКЕМ-140 на стадии обессоливания.

В ионообменной хроматографии осуществляется стехиометрический эквивалентный обмен ионов раствора на ионы твердой фазы. Эффективность ионообмена зависит от размера зёрен и обменных ёмкостей ионита [1]. Соответственно прежде, чем протестировать аналоговый ионит на процессе, необходимо сравнить вышеупомянутые физико-химические характеристики обоих катионитов.

Сравнительный анализ размеров катионитов проводился на сканирующем электронном микроскопе. По результатам анализа основная фракция катионитов Bio-Rad AG 50W-X8 и ТОКЕМ-140 составила 80-150 мкм (100-188 mesh) и 80-110 мкм (136-188 mesh), соответственно.

Определение динамических обменных ёмкостей катионитов было проведено в одинаковых условиях с использованием радиоактивного индикатора – ^{177}Lu .

По результатам исследования динамическая обменная ёмкость катионитов Bio-Rad AG 50W-X8 и ТОКЕМ-140 составила 1,690 и 1,673 ммоль-экв/мл, соответственно; полная динамическая обменная ёмкость – 2,235 и 2,323 ммоль-экв, соответственно.

Сходство физико-химических характеристик ионитов, указывает на возможность проведения процесса обессоливания фракции ^{177}Lu на аналоговом ионите в штатных условиях. Суть процесса заключается в освобождении ^{177}Lu от α -гидроксиизобутират-ионов, захваченных ранее. Результаты распределения нуклида по фракциями представлены в таблице.

Табл. 1. Распределение ^{177}Lu по фракциям в ходе процесса обессоливания на ионитах

Стадия хроматографического процесса		Ионообменник	
		Bio-Rad AG 50W-X8	ТОКЕМ-140
		Выход ^{177}Lu , %	
Сорбция		0,00	0,00
Промывки		0,00	0,00
Десорбция	5 к.о.	81,98	98,80
	10 к.о.	17,91	1,14
	15 к.о.	0,09	0,03
	20 к.о.	0,02	0,03
	30 к.о.	0,00	0,00
Сумма		100,00	100,00

Полученные результаты свидетельствуют о схожести физико-химических характеристик катионитов. Кроме того, при применении в процессе обессоливания катионита ТОКЕМ-140 повышается эффективность хроматографической колонки, а также уменьшается объём целевой фракции ^{177}Lu .

Литература

1. Гуськова В.П., Сизова Л.С. Хроматографические методы разделения и анализа. - Кемерово: КемТИПП, 2015.

СЕКЦИЯ VII
ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯМИ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

**РАЗВИТИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО СУВЕРЕНИТЕТА В
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ КАК ПОЗИТИВНЫЙ ОПЫТ ДЛЯ
ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧНЫХ ОТРАСЛЕЙ
ПРОМЫШЛЕННОСТИ**

Гаврилюк А.В.
НИЯУ МИФИ, г. Москва

Технологическая независимость и развитие собственного инновационного потенциала являются ключевыми факторами для устойчивого развития любой страны. Интеграция инноваций является необходимым средством преодоления трудностей, обеспечивающим устойчивость, прогресс и процветание в современных социально-экономических условиях [1]. Для России это особенно важно в условиях санкционного давления [2]. При этом в условиях нарастающей конкуренции крайне важным вопросом является обеспечение технологического суверенитета в стратегически значимых отраслях экономики. Атомная отрасль в данном контексте выступает в роли примера успешного достижения конкурентных преимуществ мирового уровня и уровня независимости, который может служить ориентиром для других высокотехнологичных секторов промышленности.

Основные аспекты технологического суверенитета в атомной отрасли:

1. Разработка собственных технологических решений для последующей интеграции в процессы деятельности атомной промышленности обуславливается наличием полного цикла производства ядерного топлива, от добычи урана до строительства атомных электростанций и предоставляет возможность качественного контроля всех этапов производства, а также минимизирует зависимость отрасли от импорта;

2. Активное участие государства в поддержке научно-исследовательской деятельности, создание кластеров научно-производственной направленности для объединения возможностей науки и потребностей промышленности в значительной мере способствует интеграции инноваций в производство;

3. Эффективная система подготовки и последующей мобильности специалистов высокой квалификации, что является ключевым фактором для ликвидации кадрового голода в отрасли и способствует стабильному развитию;

4. Экспортный потенциал и высокая конкурентоспособность отрасли на международной арене обуславливается высоким спросом на российские разработки в области атомной промышленности со стороны других государств;

5. Стратегическое партнерство и международное сотрудничество, достигаемое за счет участия России в международных проектах для обмена опытом технологической устойчивости.

Рассматривается применение опыта атомной отрасли в других высокотехнологичных секторах национальной экономики, таких как медицинская техника и фармацевтика, авиастроение и космонавтика, а также информационно-аналитические технологии.

Применение практики атомной отрасли в сфере обеспечения технологической независимости способно значительно повлиять на другие высокотехнологичные отрасли промышленности, обеспечивая им стабильный рост, а также приблизит Россию к статусу стратегического лидера за счет укрепления позиции на международном рынке высоких технологий.

Литература

1. Абрамов В. И., Семенова Д.Ю., Жерноклева Н.С. Институциональные барьеры внедрения инноваций при реализации программы "Цифровая экономика Российской Федерации" // Экономические стратегии. – 2020. – Т. 22, № 8(174). – С. 36-43. – DOI 10.33917/es-8.174.2020.36-43. – EDN QWBGOC.

2. Экономические санкции как способ стимулирования инновационной активности организаций / Е. Л. Богданова, В. И. Абрамов, А. К. Титов, Д. М. Кучерявенко // Экономика и предпринимательство. - 2015. - № 8-1(61).- С. 667-671. - EDN VRHWVV.

РАЗРАБОТКА ИНСТРУМЕНТАРИЯ МАТЕМАТИЧЕСКОГО И СТАТИСТИЧЕСКОГО ИССЛЕДОВАНИЯ ЭКОНОМИЧЕСКИХ И СОЦИАЛЬНО- ДЕМОГРАФИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ

*Козлов И. А., Смирнов Д.С.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

В современном мире экономические и социально-демографические процессы играют ключевую роль в развитии общества. Для их эффективного всестороннего анализа и прогнозирования необходимо использовать математический и статистический инструментарий. В связи с этим, разработка такого инструментария является актуальной задачей.

Объектом работы являются направления социально-экономических исследований, с подключением междисциплинарных подходов, данных и моделей.

Анализ взаимосвязей между динамикой социальных, демографических и экономических факторов был начат ещё в прошлом столетии учёными-экономистами, ставшими впоследствии Нобелевскими лауреатами. Так, в 30-е годы прошлого века американский исследователь Саймон Кузнец провел исследование, основываясь на исторических данных, и установил наличие связи между экономическим развитием и демографическими процессами, такими как урбанизация и переход к индустриальному обществу. Позже, уже в 80-е годы, другой американский учёный-экономист Гэри Беккер сосредоточился на изучении влияния уровня образования и состояния здоровья людей на темпы экономического роста и повышение общего благосостояния общества.

Исследования данной области могут получить значительное развитие, если изменить их методологическое обеспечение и перейти к использованию цифровой платформы.

Цифровая платформа будет предоставлять возможность анализировать и прогнозировать социально-демографические и экономические процессы, что позволит принимать взвешенные решения в различных отраслях экономики. Функционал предлагаемой цифровой платформы будет включать в себя:

1. Применение разработанного инструментария для хранения и обеспечения доступа к собранным данным;
2. Хранение оцифрованной базы данных, собранной при помощи аналитического обзора литературы по данной теме;
3. Статистическую обработку данных (кластеризация, ML и т.д.);
4. Возможность выгрузки полученных результатов обработки данных;
5. Предоставление результатов проведенной обработки данных для дальнейшего формирования выводов.

Ядерная энергетика тесно связана с социально-демографическими и экономическими процессами, способствуя устойчивому развитию и решению глобальных проблем. Общественное мнение имеет большое значение наряду с экономическими и техническими факторами. Динамика отношения к атомной энергетике, в первую очередь зависит от уровня осведомленности населения в технических аспектах использования атомной энергии, объективной оценки возможности рисков и исторически сложившегося отношения к научно-техническому развитию.

Это исследование направлено на систематизацию и анализ ключевых методов изучения взаимосвязей между социокультурными процессами и экономикой атомной энергетике, а также на привлечение интереса экономических кругов к этой проблематике. Поиск определенной точки, которая объединяет научный интерес к данной теме, вызван, с одной стороны, потребностью преодолеть узость традиционной экономической теории, а с другой — расширением социокультурных методов в экономике и усилением междисциплинарного подхода в исследованиях в целом [1-2].

Таким образом, разработка инструментария математического и статистического исследования экономических и социально-демографических процессов имеет огромное практическое значение для развития социально-экономической сферы, а также для определения междисциплинарной кооперации экономики и ядерной энергетики.

Литература

1. В.Ю. Муzychuk. Культура в экономической системе координат. Институт экономики Российской академии наук. – М.: Институт экономики РАН, 2023. – 48 с.
2. Аузан А.А., Никишина Е.Н. Социокультурная экономика: как культура влияет на экономику, а экономика — на культуру. - М.: Экономический факультет МГУ имени М. В. Ломоносова, 2021. — 200 с.

РЕАЛИЗАЦИИ ЭКОНОМИЧЕСКИХ ИНТЕРЕСОВ КАЗАХСТАНА ЧЕРЕЗ ЦИФРОВИЗАЦИЮ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЫНКОВ ЕАЭС

*Абдихамитов Д.К.¹, Медведева Ю.М.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Казахстан, обладая богатыми запасами энергетических ресурсов, играет значимую роль в энергетической системе Евразийского экономического союза (ЕАЭС). Страна активно участвует в процессе интеграции энергетических рынков ЕАЭС, что открывает новые возможности для развития ее энергетического сектора и повышения конкурентоспособности на мировом рынке.

В условиях глобализации и возрастающей конкуренции на мировом рынке энергетических ресурсов цифровизация энергетических рынков ЕАЭС становится важным фактором обеспечения энергетической безопасности и устойчивого развития стран-участниц.

В своей новой книге доктор экономических наук профессор С.Ю. Глазьев отмечает «С точки зрения экономической науки от традиционного современное общество отличает

научнотехнический прогресс (НТП), ставший основным фактором экономического роста. На него приходится до 90% прироста общественного производства и благосостояния, и лишь 10% на традиционные факторы – труд, капитал и природные ресурсы. Сами традиционные факторы постоянно преобразуются под влиянием того же НТП [1].

В эпоху стремительных технологических перемен и смены энергетической парадигмы, цифровизация энергетических рынков ЕАЭС предстает как ключевой фактор реализации экономического потенциала Казахстана. Анализ динамики потребления энергоресурсов (Рис. 1) свидетельствует о глобальном энергетическом переходе, в котором традиционные источники энергии постепенно уступают место инновационным, высокоэффективным и экологически чистым технологиям [1].

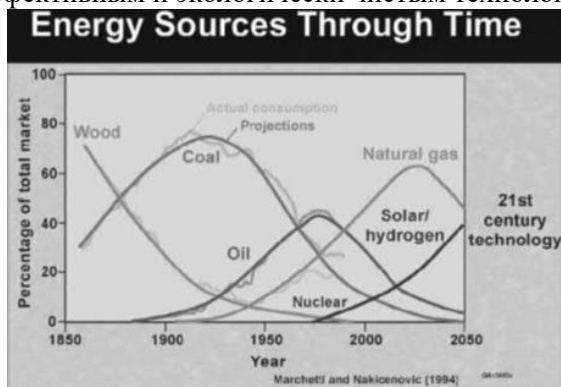


Рис. 1. Трансформация структуры потребления энергоресурсов в мировой экономике за последние два столетия [1]

В рамках обсуждений четвертого энергетического перехода, связанный с масштабным внедрением возобновляемых источников энергии (ВИЭ) и постепенным вытеснением ископаемого топлива, достижение углеродной нейтральности к 2050 году стало глобальным приоритетом. В этих условиях ядерная энергетика, несмотря на свой безуглеродный характер и ряд неоспоримых преимуществ, пока отстает от ВИЭ по темпам развития и объемам инвестиций [2].

Однако ядерная отрасль обладает уникальным опытом цифровизации физических процессов, и именно в этом направлении она видит возможность для повышения своей конкурентоспособности на мировом рынке. Цифровизация бизнес-процессов при проектировании, строительстве и эксплуатации АЭС позволит снизить издержки, повысить эффективность и безопасность, а также сделать ядерную энергетику более привлекательной для инвесторов.

Безусловно, инвестиции в цифровизацию атомной отрасли влияют на стоимость электроэнергии, производимой АЭС. Однако, как показано в работе Семеновой Д.Ю. и Харитоновой В.В. [3], эти инвестиции могут окупиться за счет снижения стоимости и сроков строительства новых АЭС.

Таким образом, предлагается оценку эффективности инвестиций в цифровизацию проектирования и сооружения АЭС осуществлять по таким критериям, как чистый дисконтированный доход, внутренняя норма доходности, период окупаемости и приведенная стоимость электроэнергии.

Данные исследования доказывают, что инвестиции в цифровизацию могут значительно повысить экономическую эффективность проектов АЭС, снизить стоимость электроэнергии и укрепить конкурентоспособность атомной энергетики на мировом рынке.

В контексте развития энергетики Казахстана и ЕАЭС, эти выводы представляют особый интерес. Цифровизация атомной отрасли может стать ключевым фактором повышения конкурентоспособности казахстанских АЭС и укрепления энергетической безопасности страны.

Литература

1. С.Ю. Глазьев. Рывок в будущее. Россия в новых технологическом и мирохозяйственном укладах. («Коллекция Изборского клуба»). – М.: Книжный мир, 2018. – 768 с.

2. В.В. Харитонов, Д.Ю. Семенова. 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. Д.Ю. Семенова, В.В. Харитонов. Об оценке эффективности инвестиций в программу цифровизации бизнес-процессов проектирования и сооружения АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2021. No 2. С. 132-144.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ НАУЧНО- ОБРАЗОВАТЕЛЬНОГО ПОТЕНЦИАЛА ГОРОДА ОБНИНСКА В КОНТЕКСТЕ ПРОДЛЕНИЯ СТАТУСА НАУКОГРАДА ДО 2040 ГОДА

*Жукова А.П., Осипов В.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Обнинск стал первым в России городом, получившим официальный статус наукограда РФ. 6 мая 2000 г. Указом Президента РФ №821 «О присвоении статуса наукограда Российской Федерации г. Обнинску Калужской области» Обнинску был присвоен статус наукограда Российской Федерации до 31 декабря 2024 г. 26 июля 2024 года распоряжением Правительства РФ № 1973-р было принято решение о продлении городу Обнинску статуса наукограда РФ до 2040 г.

В 2024 г. в рамках продления статуса наукограда РФ в Обнинске была утверждена Стратегия социально-экономического развития муниципального образования городского округа «Город Обнинск» как наукограда Российской Федерации на 2025–2040 годы (далее – Стратегия), определяющая основные направления развития города на ближайшие 15 лет.

Стратегия предусматривает 3 сценария развития города как наукограда РФ: «Город-инноватор» – создает единое пространства для эффективного взаимодействия науки и научно-производственного комплекса (НПК); «Город-университет» – создание развитой и непрерывной системы образования; «Город для первых» – создание комфортной городской инфраструктуры и инновационных сервисов [1].

Сегодня научно-образовательный потенциал Обнинска представлен предприятиями научно-производственный

комплекса (НПК), который является самым многочисленным среди всех наукоградов Российской Федерации и включает в себя 39 организаций, из которых 26 являются промышленными предприятиями, 2 – образовательными и 11 – научными организациями [2].

Обнинск в области образования и инновационных проектов на протяжении 7 лет сотрудничает с Госкорпорацией «Росатом», которая является одним из основных институтов развития нашего государства. Сегодня в контур Госкорпорации «Росатома» входят компании и организации, расположенные на территории Обнинска: АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», АНО ДПО «Техническая академия Росатома», АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова, филиал АО «НИКИМТ-Атомстрой», ИАТЭ НИЯУ МИФИ, АО «Росатом Инфраструктурные решения».

Согласно Стратегии основополагающими направлениями Обнинска в научной сфере являются ядерная энергетика, сельхоз-радиология, ядерная медицина, ядерное образование. В городе Обнинске ядерное образование представлено МНОЦ «ОбнинскТех», который будет создан на базе Обнинского ИАТЭ НИЯУ МИФИ при участии опорного вуза НИЯУ МИФИ и Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом»; сельхоз-радиология – НИЦ «Курчатовский институт» – ВНИИРАЭ», ядерная медицина – МРНЦ имени А.Ф. Цыба – филиала ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России, а также АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова»; ядерная энергетика представлена ведущим институтом АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [1]. Именно в этих 4 сферах город Обнинск сделал больше всего научных открытий.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» был разработан реактор на быстрых нейтронах. Данное предприятие также является единственным в России поставщиком актиния и имеет 50% доли мирового рынка актиния-225. Совместно с МРНЦ имени А.Ф. Цыба и АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» градообразующее предприятие также специализируется на разработках препаратов от рака.

В АО «ОНПП «Технология» им. А.Г.Ромашина» созданы сотни технологий производства изделий из стеклообразных и композиционных материалов для аэрокосмической техники.

В МРНЦ имени А.Ф. Цыба была открыта первая в стране GMP-лаборатория клеточных технологий, которая позволяет в самые короткие сроки изготавливать персонифицированные препараты. Здесь на базе «Чистая зона» лаборатории организовано производство клеточных и тканевых продуктов и тест-систем на основе собственных клеток пациентов, разработка и выпуск тканей и биопротезов органов.

Сегодня на базе АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» строится первый в Российской Федерации и крупнейшего в Европе завод по производству изотопной продукции медицинского назначения по стандартам GMP. Выпуск радиофармпродукции даст возможность лечить пациентов с осложненными формами рака.

Создание на базе Обнинского ИАТЭ НИЯУ МИФИ международного научно-образовательного центра ядерных и смежных технологий «ОбнинскТех» (далее – МНОЦ «ОбникТех», МНОЦ) отвечает целям и задачам Десятилетия науки и технологий, объявленного Президентом РФ на 2022–2031 гг. И он послужит драйвером для развития образования и науки в Обнинске.

МНОЦ «ОбникТех» станет хабом по подготовке научной технологической элиты, а также по развитию современных образовательных технологий, экспозицией экспортно ориентированных продуктов российских высокотехнологичных компаний, площадкой для проведения конгрессов, выставок, международных школ. К 2030 г. в планах проекта МНОЦ обучение по различным образовательным программам всех уровней, включая дополнительное профессиональное образование, должны пройти около 10 тыс. человек [3].

На сегодняшний день создание МНОЦ «ОбникТех» было поддержано Советом Федерации Федерального Собрания Российской Федерации (постановление от 07.02.2024 № 25-СФ «О государственной поддержке социально-экономического развития Калужской области»). Благодаря участию Калужской области в различных проектах в 2023 году было выделено федеральное, региональное и муниципальное финансирование для развития городской транспортной инфраструктуры, примыкающей к

территории развития МНОЦ, В апреле 2023 году проектная документация по строительству нового общежития вместимостью 836 мест для заселения российских и иностранных студентов получила положительное заключение ФАУ «Главгосэкспертиза России», Госкорпорацией «Росатом» уже выделены средства для софинансирования данного проекта.

Таким образом, развитие Обнинска как наукограда РФ укрепит позиции города не только на отечественном рынке, но и на международном. Первый наукоград РФ будет развиваться как международный центр исследований и разработок. Важным преимуществом города станет возможность осуществлять разработки и производство наукоемкой продукции, которая будет проходить через полный жизненный цикл. Создание МНОЦ «ОбнинскТех» позволит выстроить эффективную систему непрерывного образования, а также развить научно-технический потенциал НПК города. Внедрение городских инноваций и создание комфортной туристической инфраструктуры привлечет в Обнинск лучших отечественных и зарубежных специалистов.

Литература

1. Решение Обнинского городского Собрания «Об утверждении Стратегии социально-экономического развития муниципального образования «Город Обнинск» как наукограда Российской Федерации на 2025 - 2040 годы» № 01-49 от 30.01.2024 (в ред. Распоряжения Администрации города Обнинска №25/1-р от 22.03.2024).

2. Постановление Администрации г. Обнинска от 11.11.2022 №2538-п «Об изменении состава научно-производственного комплекса города Обнинска» (дата обращения 16.11.2024).

3. Ключевые результаты деятельности Госкорпорации «Росатом» [Электронный ресурс]: официальный сайт. Режим доступа: <https://www.rosatom.ru/upload/iblock/ae0/ae0d941d6d5133abdb0c905de431da00.pdf> (дата обращения 18.11.2024).

**РОЛЬ ОБНИНСКОГО ИНСТИТУТА АТОМНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ В ПОДГОТОВКЕ КАДРОВ ДЛЯ
СОВРЕМЕННОЙ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ В РАМКАХ
МНОЦ «ОБНИНСКТЕХ»**

*Семёнова А.С., Осипов В.А., Сазонова Л.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Город Обнинск первым в Российской Федерации – ещё в 2000 году – получил статус наукограда. 26 июня 2024 г. распоряжением Правительства Российской Федерации №1973-р статус наукограда для Обнинска был продлён на 15 лет, начиная с 1 января 2025 г.

Продление статуса наукограда до 2040 года позволяет городу продолжать получать федеральное финансирование, что играет ключевую роль в поддержке и развитии научно-производственных комплексов и городской инфраструктуры.

Одним из ключевых документов при подтверждении статуса наукограда стала «Стратегия социально-экономического развития муниципального образования «Город Обнинск» как наукограда Российской Федерации на 2025-2040 годы», утверждённая решением Обнинского городского Собранием №01-49 от 30 января 2024 г.

Согласно новой Стратегии, Обнинск будущего – это конкурентоспособный научно-образовательный центр международного масштаба с развитым комплексом высокотехнологичных производств, адаптивной и инновационной городской средой, высоким уровнем жизни и широкими возможностями для самореализации.

Развитие научно-образовательного потенциала города Обнинска неразрывно связано с Обнинским институтом атомной энергетики, являющимся в настоящее время филиалом федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».

Обнинский институт атомной энергетики обеспечивает высокий уровень образования и подготавливает специалистов с необходимыми знаниями и навыками для работы в сфере

ядерной энергетики. Обнинск стремится стать городом-университетом в подготовке кадров для атомной отрасли [1]. Студенты обучаются по современным программам, которые охватывают широкий спектр дисциплин, связанных с атомной энергетикой, включая физику реакторов, проектирование ядерных установок, безопасность ядерной энергетики и другие.

В институте готовят бакалавров, специалистов и магистров по таким направлениям подготовки (специальностям), как: ядерная энергетика и теплофизика; ядерная физика и технологии; ядерные реакторы и материалы; атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг; электроника и автоматика физических установок и др.

В ИАТЭ НИЯУ МИФИ проходили и проходят обучение большое количество иностранных студентов. Так, по состоянию на 2023 год, численность обучающихся иностранцев составляла 259 человек из 32 государств, в том числе по программам бакалавриата – 27 человек, специалитета – 218 человек и магистратуры – 14 человек. Многие из этих студентов – из стран, где активно развивается или планируется к развитию атомная энергетика, в частности, Индия, Турция, Египет, Беларусь и другие. Согласно новым программам ГК Росатома в ИАТЭ НИЯУ МИФИ могут появиться студенты и из южно-азиатских стран, например, Мьянмы [3].

Специально для иностранных студентов в ИАТЭ НИЯУ МИФИ разработаны англоязычные образовательные программы, в том числе «Nuclear Technologies», «Radiation Technologies in Life Sciences», «Radioecology and Radiation Protection».

Институт помогает иностранным студентам освоиться в России, а также содействует их научному росту, помогая при подготовке к различным научно-техническим конференциям, а также оказывает содействие в разработке различных стартапов, связанных с атомной энергетикой.

Институт поддерживает связи с большим количеством АЭС, другими предприятиями ГК «Росатом», что помогает будущим студентам найти место работы. Также помимо этого ИАТЭ НИЯУ МИФИ взаимодействует с проектами Росатома, связанными с работой за рубежом – например, представители ГК

«Росатом» организуют встречи с студентами, предлагая стажировки на строящейся АЭС «Аккую» в Турции.

Роль ИАТЭ НИЯУ МИФИ в подготовке кадров для атомной энергетики заключается в:

- подготовке персонала для предприятий, обеспечивающих безопасное функционирование и инновационное развитие атомной энергетики России;
- подготовке кадров для национальных ядерных энергетических программ;
- переподготовке и повышении квалификации в области атомной энергетики.

Именно это стало определяющим при выборе местоположения для Международного научно-образовательного центра атомных и смежных технологий. Центр призван стать «хабом» для иностранных студентов и специалистов в целях профессиональной подготовки и дальнейшего карьерного развития не только для атомной, но и для других высокотехнологичных отраслей – научно-образовательным интегратором компетенций и возможностей НИЯУ МИФИ, опорных вузов Росатома, Технической Академии Росатома и научно-исследовательских организаций.

Центр консолидирует заказ на подготовку специалистов Росатома и его международных партнеров таких, как китайские China Isotope & Radiation Corporation и CNNC Medical Industry, Минэнерго Кыргызстана, департамент Министерства здравоохранения Никарагуа и другие для проектов как в России, так и за рубежом [3]. В нем также будут вестись научные исследования и разработки, Центр станет играть роль витрины российских технологий. Кроме того, проект предусматривает формирование Центра карьеры для построения траекторий профессионального развития и трудоустройства выпускников. Одновременно Центр будет функционировать как универсальный конгрессно-выставочный центр [2].

Функционирование МНОЦ «ОбнинскТех» предполагает кратное увеличение численности студентов ИАТЭ НИЯУ МИФИ, в первую очередь иностранных. В течение достаточно короткого промежутка времени количество студентов должно увеличиться с нынешних трёх тысяч до пятнадцати тысяч, то есть

в пять раз. Соответственно должна увеличиться численность профессорско-преподавательского состава, учебно-вспомогательного персонала и т.д.

Такое масштабирование деятельности университета потребует соответствующего развития инфраструктуры ИАТЭ НИЯУ МИФИ, и не в последнюю очередь строительства новых общежитий.

В институте уже сейчас обучается большое число студентов из других городов и стран, что соответственно ведет к заполнению общежитий. На сегодняшний день в общежитиях ИАТЭ НИЯУ МИФИ не хватает около 200 койко-мест для новых студентов. В начальной стадии строительства (нулевой цикл) находится строительство нового корпуса общежития, который будет рассчитан на 800 проживающих. Ввод нового корпуса позволит на первое время закрыть проблему жилья для новых студентов, но с учётом описанных выше масштабов развития ИАТЭ НИЯУ МИФИ в рамках МНОЦ «ОбнинскТех» этого явно недостаточно. Необходимо также провести ремонт в уже имеющихся общежитиях для комфортной жизни студентов и преподавателей, разработать систему рационального распределения номерного фонда и оперативного отслеживания его наполняемости.

Появление МНОЦ «ОбнинскТех» в городе Обнинск позволит студентам ИАТЭ НИЯУ МИФИ более глубоко изучать атомные технологии будущего, что даст им возможность выстроить пути развития атомной энергетики России, а также обмениваться опытом с зарубежными представителями. Благодаря созданию Центра в городе Обнинск в дальнейшем возможно расширение программ подготовки для студентов ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

Литература

1. Сайт «Вести» Обнинск намерен стать кузницей кадров для атомной промышленности // [Электронный ресурс] Режим доступа: <https://www.vesti.ru/article/2410083> (дата посещения - 25.11.2024).

2. Сайт «Росатом» Новости атомной энергетики // [Электронный ресурс] Режим доступа: <https://www.rosatom.ru/journalist/news/pri-uchastii-rosatoma-v->

obninske-obsudili-sozdanie-nauchno-obrazovatel'nogo-tsentra-atomnykh-i-smezhn/ (дата посещения 25.11.2024).

3. Сайт «Росатом» Рекорд сотрудничества // [Электронный ресурс] Режим доступа: <https://strana-rosatom.ru/2024/03/29/rekord-sotrudnichestva-na-atomeksp/> (дата посещения 25.11.2024).

АНАЛИЗ ССЫЛОЧНЫХ КОНСТРУКЦИЙ В ТЕКСТАХ НОРМАТИВНОЙ ДОКУМЕНТАЦИИ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДИК РАСПОЗНАВАНИЯ ИМЕНОВАННЫХ СУЩНОСТЕЙ И БОЛЬШИХ ЯЗЫКОВЫХ МОДЕЛЕЙ

*Коньков В.В., Серова А.С., Трибелев А.А.
НИЯУ МИФИ, г. Москва*

Исследование направлено на разработку автоматизированного решения для выявления и анализа ссылочных конструкций в текстах нормативной документации атомной отрасли. Актуальность исследования обусловлена необходимостью обеспечения согласованности и своевременной актуализации нормативно-технических документов, которая играет ключевую роль в управлении объектов атомной энергетики. Внесение изменений в регламентирующие документы требует постоянного анализа взаимосвязей между ними, включая их ссылочную структуру для предотвращения противоречий и ошибок. Разработка автоматизированных средств контроля ссылочной целостности позволит значительно сократить временные и финансовые затраты на проверку документации атомной отрасли.

В рамках исследования были проанализированы методы классического машинного обучения, включая кластеризацию (K-Means, DBSCAN) и классификацию (XGBoost, Logistic Regression, Random Forest), а также современные технологии обработки естественного языка (NLP) в частности методы распознавания именованных сущностей (NER) [1] такие как Spacy и BERT. Особое внимание уделено возможностям больших языковых моделей (GPT, GigaChat, Llama), которые

благодаря учету контекстных зависимостей обеспечивают высокую точность анализа без необходимости масштабного предварительного обучения.

В качестве целевой архитектуры был определен концептуальный алгоритм выделения ссылочных конструкций, включающий в себя несколько этапов, описанных на Рисунке 1. Предварительная обработка для отсканированных документов выполнена с применением OCR [2]. С использованием NER (BERT, Spacy и др.) в текстах документов разных форматов (pdf, docx) были выявлены ссылочные конструкции, а для поиска новых типов ссылок без использования обучающей выборки были выбраны большие языковые модели (GPT, GigaChat, Llama).



Рис.1. Принципиальная схема автоматизированного решения

Для повышения эффективности алгоритма был применен метод *few-shot learning* [3], который позволил большим языковым моделям эффективно идентифицировать сущности на основе небольшого количества примеров. На основании перечня стандартов атомной отрасли были выявлены типовые семантические шаблоны ссылочных конструкций. Они были использованы для формирования контекстной области поискового алгоритма модели. Последующая проверка актуальности найденных ссылок была воспроизведена через внешние справочно-правовые системы.

По результатам исследования было разработано автоматизированное решение, представляющее результаты анализа в структурированном JSON-сообщении. Проведена оценка применимости решения на предприятиях атомной отрасли, а именно для функций нормоконтроля и обслуживания оборудования АЭС.

Литература

1. H. Shelar, G. Kaur, N. Heda, P. Agrawal, «Named entity recognition approaches and their comparison for custom ner model» // Science & Technology Libraries, - 2020, v.39, №3, p. 324-337.
2. M. Suzuki, F. Tamari, R. Fukuda, S. Uchida, T. Kanahori, «Infty: an integrated OCR system for mathematical documents» // Proc. ACM Symposium on Document Engineering, - 2003, Vienna, p. 95-104.
3. J. Ye, N. Xu, Y. Wang, J. Zhou, Q. Zhang, T. Gui, X. Huang, «LLM-DA: Data augmentation via large language models for few-shot named entity recognition» // arXiv preprint, - arXiv:2402.14568, 2024.

*СЕКЦИЯ VIII
МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ*

**ОСНОВНЫЕ ПОДХОДЫ РЕАЛИЗАЦИИ
СПЕКТРАЛЬНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ**

*Друганкина О.А., Воронцова А.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Для компенсации избыточной реактивности используются ядра поглотители, которые обеспечивают безопасную работу реактора. Однако использование ядер, которые только поглощают нейтроны является неэффективным в сравнении, например, с ядрами урана-238 или тория-232, которые после радиационного захвата и распадов позволяют получить делящиеся ядра (плутоний-239 и уран-233). При этом контролировать реактивность реактора воспроизводящими нуклидами на текущий момент труднодостижим. Одним из перспективным на сегодняшний день способов управления реактивностью является спектральное регулирование, представленное несколькими подходами: изменение плотности теплоносителя, отношения замедлителя к топливу (за счет вытеснения воды инертным материалом), применение в качестве теплоносителя смеси тяжелой и легкой воды [1].

Каждый метод имеет свои преимущества и недостатки. Использование D_2O с одной стороны, позволит снизить или избавиться полностью от борной кислоты, с другой стороны, экономически не выгодно, так как необходимо строительство дополнительных установок для разделения легкой и тяжелой воды для избегания выбросов D_2O в окружающую среду [2]. Вытеснители, погруженные в активную зону, снижают объём замедлителя в начале кампании, ужесточая спектр нейтронов в активной зоне. Это приводит к снижению вероятности деления ядер нечётных делящихся изотопов и увеличению сечения резонансного захвата изотопа урана-238. Оба эффекта приводят к снижению размножающих свойств активной зоны и росту накопления делящегося ^{239}Pu , что экономит дает экономию в ежегодной загрузке топлива. Использование этих стержней

более безопасно, чем использование борной кислоты [3]. Однако возможность отказа от борной кислоты нуждается в проверке [1,4].

Литература

1. Элазака А. И., Тихомиров Г. В. Потенциал спектрального регулирования ВВЭР с учетом выгорания топлива // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, - Москва. 2020.

2. Махин В.М., Махин И.В., Шарый Н.В. Водоохлаждаемые реакторные установки со спектральным регулированием реактивности // Вопросы атомной науки и техники. Серия: физика ядерных реакторов, - г. Подольск, Московской обл. 2018.

3. Белоусов Н.И., Вин Ту, Савандер В.И. Расчетно-теоретический анализ эффективности применения спектрального регулирования запаса реактивности в реакторах типа ВВЭР // Ядерная физика и инжиниринг, - г. Москва. 2012.

4. Новое слово реакторной классики [Электронный ресурс]. URL: <https://rosatomnewsletter.com/ru/2023/11/29/fresh-look-at-reactor-classics/> (дата обращения 28.11.2024).

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПОРОДНОГО СОСТАВА ЛЕСНОЙ ЗОНЫ ПО СПУТНИКОВЫМ СНИМКАМ

*Молчанова М.В., Шлапак Н.П., Белоусов П.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

Целью нашего исследования является анализ породного состава леса, его состояния, определение и визуализация пожароопасных зон и зон вырубki леса на фрагменте спутникового снимка. Анализ будет производиться с помощью оценки значений индексов NDVI и NDMI.

NDVI (Normalized difference vegetation index) — это стандартизированный индекс, показывающий наличие и состояние растительности в определённой зоне [1]. Данный индекс принимает значения в диапазоне -1.0 и 1.0. Для растительности значение индекса находится в диапазоне от 0 до

1.0. Отрицательные значения NDVI указывают на наличие воды, снега или облаков на снимке.

NDVI – один из самых распространённых вегетационных индексов. Его значения позволяют понять, как развивается растительность в определённой зоне, в каких зонах растительность развивается активнее, а также выделить проблемные зоны, растительность в которых погибает.

NDMI (Normalized Difference Moisture Index) – это нормализованный разностный индекс влажности [2]. Этот индекс принимает значения от 0 до 1. Он используется для определения влажности почвы и растительности. Чем выше значение NDMI, тем больше влаги содержится в почве или растительности. С помощью данного индекса можно обнаружить заболоченные, а также пожароопасные зоны, в которых не хватает влаги.

Породный состав леса можно проанализировать с помощью анализа изменений индекса NDVI на разносезонных снимках. Лиственные виды дерева зимой имеют более низкое значение NDVI, чем хвойные. Это можно заметить на рисунке 1.

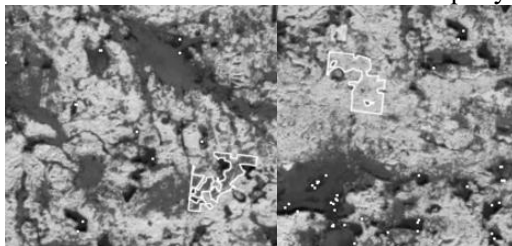


Рис. 1. Зона с преобладанием лиственных видов дерева (слева) и зона с преобладанием хвойных видов дерева (справа). зима, NDVI

Зоны вырубki леса выделяются и в спектре NDVI, и в спектре NDMI. В спектре NDVI вне зависимости от сезона они менее яркие, чем их окружение. В спектре NDMI они выделяются летом, имея более низкое значение, чем их окружение. Зимой их значения NDMI варьируются. Это продемонстрировано на рисунке 3.

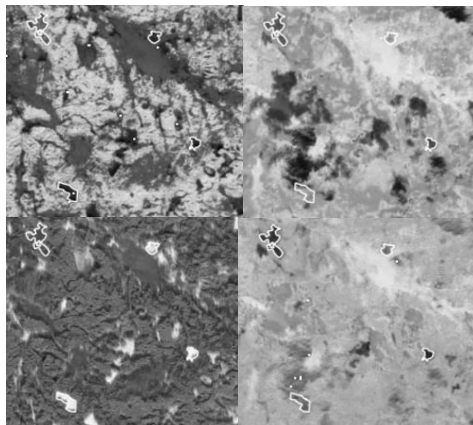


Рис. 2. Зоны вырубки леса. (Верхняя строка – NDVI. Нижняя строка – NDMI. Левый столбец – зима, правый – лето)

Литература

1. Официальный сайт обсерватории Земли NASA. Режим доступа:

https://earthobservatory.nasa.gov/features/MeasuringVegetation/measuring_vegetation_2.php (Дата обращения: 13.11.2024)

2. Официальный сайт геологической службы США. Режим доступа:

<https://www.usgs.gov/landsat-missions/normalized-difference-moisture-index> (Дата обращения: 13.11.2024)

РАСЧЕТ ФЛЮЕНСА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ

Букулова Л.М.

СОГУ им К.Л. Хетагурова, г. Владикавказ

Для ускоренной разработки перспективных наноструктурированных материалов необходимо наличие точных инструментов с целью осуществления управляемого воздействия на их характеристики

Флюенсом частиц согласно «Большой российской энциклопедии» являются параметры потока частиц, которые сравнимы во временном плане с интегралом от плотности потока

частиц в определенной области пространства для промежутка времени который является объект изучения [1].

BM@N – это первый эксперимент, проведенный на ускорительном комплексе NICA-Nuclotron. Целью эксперимента BM@N является изучение взаимодействия пучков релятивистских тяжелых ионов с неподвижными мишенями [3].

Анализы для определения интенсивности излучения и профиля облученных образцов на основе информации, поступающей от каждого из детекторов эксперимента BM@N, а также изучение конфигурации детекторов и измерение профиля и интенсивности ионного пучка во время каждого запуска позволили выполнить расчет интеграла интенсивности для каждого образца [2].

Значение числа частиц было получено путем вычисления интеграла интенсивности пучка, измеренного во всех корневых файлах при каждом запуске для разных образцов [2]. Зная характеристики ионного пучка, а также геометрию каждого образца, были определены по общему количеству нуклонов, содержащихся в пучке, сколько из них воздействуют на образец. Для тяжелых заряженных частиц возможно получить значение поглощенной дозы по флюенсу, если толщина слоя составляет всего несколько процентов или меньше от заданного диапазона.

Для определения плотности потока изучены размеры падающего луча и облучаемого образца, а также координаты, где он находится. Для этих первых расчетов считается, что образец расположен прямо в центре ионного пучка, и также считается, что нуклоны в пучке распределены равномерно, то есть, что по всей площади находится одинаковое количество нуклонов.

Был рассчитан флюенс частиц, полученный на основе анализа данных, которые были получены во время сбора физических данных с помощью пучка ^{124}Xe с кинетической энергией 3,8 А ГэВ на установке BM@N во время 8-го ввода в эксплуатацию комплекса NICA. Это первый эксперимент по облучению различных образцов для прикладных исследований на станции LTE ионами высокой энергии. Необходимы дополнительные исследования для получения точных значений интенсивности и профиля пучка.

Литература

1. Большая российская энциклопедия 2004–2017. <https://old.bigenc.ru/physics/text/4716168>

2. Pukhaeva, N., Belov, O., & Tyutyunnikov, S. (April 14th-18th, 2024). Analysis of beam intensity data for determination of absorbed dose to solid materials for high-energy ion beams. [Conference], International Seminar on Interactions of Neutrons with Nuclei, ElSheikh, Egypt. <http://isinn.jinr.ru/index.html>

3. Интернет ресурс [Электронный ресурс]. URL: <https://nica.jinr.ru/ru/projects/bman.php> (дата обращения 01.12.2024).

СОДЕРЖАНИЕ

СЕКЦИЯ I

РАСЧЕТ И КОНСТРУИРОВАНИЕ РЕАКТОРОВ АЭС 3

Расчетные исследования эффектов реактивности в тяжелых авариях с учетом процессов кипения натрия, плавления оболочек ТВЭЛ и топлива для быстрого натриевого реактора большой мощности

Аверченкова Е.П., Перегудов А.А., Соломонова Н.В., Щекотова Л.А. 3

О подходах оптимизации профилирования ядерного топлива на примере ячейки реактора ВВЭР-1200 5

Попов М. А., Внуков Р. А. 5

Исследование влияния распределения поля энерговыделения в активной зоне при определении положения ОР СУЗ реактора ВВЭР-1000

Степанов А.А., Шлапак Н.П. 7

Исследование влияния нуклидного состава топлива на спектральную компоненту натриевого пустотного эффекта реактивности в реакторе типа БН

Губайдуллин И.М., Исанов К.А. 9

Влияние изотопного состава плутония на эффективность его облагораживания при многократном рецикле в реакторе типа БН с МОКС- и СНУП-топливом

Исанов К.А. 10

Влияние размера отражателя на длину кампании в маломодульных реакторах

Воронцова А.А., Внуков Р.А., Колесов В.В. 12

Расчет неравномерности энерговыделения в кольцевом реакторе

Трухачев А.А., Терехова А.М. 14

Усовершенствование подхода задания движения топлива при моделировании реакторов на расплавах солей с использованием ПК SERPENT

Жендубаев А.М., Внуков Р.А. 15

Испытание многоканального детектора для измерения профиля пучка высокоэнергетических электронов

Бушмина Е.А., Алексеев С.И., Булавская А.А., Милойчикова И.А., Тимошенко К.Д., Стучебров С.Г. 17

Сопоставление коэффициента воспроизводства и пустотного эффекта реактивности в перспективных ядерных реакторах

Сентебов Н.О., Колесов В.В., Внуков Р.А. 19

Studying the production of ^{99m}o and ¹³¹i radioisotopes in JSI TRIGA MARK II reactor by using SERPENT software

Umulisa I.L., Karazhelevskaya Yu.E. 21

Программа для расчёта динамики импульсного реактора периодического действия

Верхоглядов А.Е., Верхоглядова В.Н., Шабалин Е.П. 22

Оценка выжигания минорных актинидов в тепловых реакторах

Скулкин В.О., Внуков Р.А., Котов Я.А. 24

Влияние изотопного качества америция на его выжигание в реакторе типа БН

Закиров Н.А., Исанов К.А. 26

Влияние радиального профилирования твэлов реактора ВВЭР-1200 на нейтронно-физические и термомеханические характеристики

Попов М. А., Внуков Р. А. 27

Исследование нейтронно-физических и системных характеристик ввэр-скд при использовании оксидного ториевого и уран-плутониевого топлива
Силичева К.А., Бландинский В.Ю. 29

Модернизированная нейтронная ловушка реактора СМ-3
Емелин М.Е. 31

Исследование влияния изотопного состава плутония на основные нейтронно-физические характеристики реактора типа БН
Чекаленко М.Е., Исанов К.А. 32

ИЗМЕНЕНИЕ ПЛУТОНИЕВОГО ВЕКТОРА ОЯТ ПО МЕРЕ ВЫДЕРЖКИ И ХРАНЕНИЯ 34
Григорьев И.А., Исанов К.А. 34

Эффект доплера в режиме разгона на мгновенных нейтронах реактора с силюминовой топливной матрицей
Богомолов Д.Е., Кресов Д.Г., Андреев В.В. 36

Разработка лабораторной работы «Моделирование взаимодействия нейтронов с веществом методом МОНТЕ-КАРЛО»
Вдовыкин С.А. 38

Исследование возможности использования альтернативных видов топлива в реакторе РИТМ-200
Веретельник Н.К., Внуков Р.А. 40

СЕКЦИЯ II
 ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС 42

Нестационарная теплопроводность кольцевого ребра прямоугольного профиля с энерговыделением
Левченко В.А., Кащеев М.В., Аксенов И.А. 42

Анализ влияния метастабильного серебра в первом контуре на безопасную эксплуатацию ЛАЭС-2

Евтушенко Е.А., Кащеев М.В., Левченко В.А., Савинов Р.Н., Шовиков А.В. 44

Обоснование сооружения комплекса с новой перспективной исследовательской ядерной установкой «УРАЛ»

Чалпанов С.В., Волчихина Ю.В., Зырянова А.А., Русских И.М., Селезнев Е.Н., Ташлыков О.Л. 46

Теплогидравлическое моделирование активной зоны ИРТ-Т

Пасько Д.В., Смольников Н.В. 48

Исследования гидродинамики теплоносителя в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе при различных положениях поглощающего стержня системы управления и защиты

Курцин Д.Д., Николаев Д.С., Соколов Д.С., Дмитриев С.М. 50

Анализ эксплуатационных данных системы влажностного контроля течи трубопроводов Белорусской АЭС

Нахабов А.В., Хапров В.Н. 52

Управление ресурсными характеристиками графитовых кладок реакторных установок РБМК-1000

Ильин И.А., Михальченко А.П., Подосинников А.А., Решетин В.Л. 53

Исследование влияния пароводяной смеси на состояние оксидного покрытия стали 12Х18Н10Т при моделировании "большой" течи парогенератора в свинцовом теплоносителе

Погорелов М.Д., Бокова Т.А., Волков Н.С., Сумин Р.В., Зырянова Т.К., Сапожников Н.М. 55

Расчёт температурного режима работы шаровых твэлов с TRISO для ВТГР

Антонов И.А., Булгакова А.В., Малышева Е.А., Парамонова И.Л. 57

Исследование гидродинамических и массообменных процессов в выходном сечении топливной кассеты реактора ритм, используемого в атомной станции малой мощности

Соколов Д.С.; Демкина Т.Д.; Доронков Д.В., Курицин Д.Д., Николаев Д.С. 59

Возможность нарушения целостности направляющих труб СУЗ в период гидроиспытаний на плотность первого контура ВВВЭР-1000

Горянова Е.А., Авдеев Е.Ф. 61

Экспериментальное исследование работоспособности моделей гидростатических подшипников в условиях свинец-висмутowego теплоносителя

Колосов С.В., Бокова Т.А., Волков Н.С., Погорелов М.Д., Сумин Р.В., Зырянова Т.К., Сапожников Н.М. 63

Оценка величины зазора между графитовой кладкой и металлоконструкцией схемы «КЖ» реакторов РБМК

Антонов Н.А., Михальченко А.П., Подосинников А.А., Решетин В.Л. 65

Расчёт осаждения благородных металлов на внутренних поверхностях реакторного контура ЖСР

Гаца П.В., Дудкин К.О., Игнатъев В.В. 67

Разработка измерительного канала термодинамической активности кислорода в жидкометаллических теплоносителях со встроенной термопарой

Дворецкий С.В., Садовничий Р.П., Лотов В.С., Осипов А.А. 69

Технология и оборудование для восстановления каналов системы СПЗО РУ ВВЭР-1200 <i>Петросян З.О., Пехов Д.С.</i>	71
Структура построения основных систем проекта ВВЭР-И <i>Корнев Д.А., Смирнов Д.Е.</i>	73
Определение величины расчётного давления для кожуха теплообменного модуля СПОТ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 от воздействия воздушной ударной волны <i>Петухова И. Д., Поволоцкая А. А., Кузин С.А.</i>	75
Расчет прототипа воздушного теплообменника для ЯЭУ БН <i>Патракеева А.И., Сергеев В.В.</i>	77
Анализ теплогидравлических характеристик натриевого оборудования <i>Ревякина П.А., Бессонов И.А., Лезов А.Д., Завадский Д.И., Клебанский Е.Р., Осанкин С.А., Якимов М.И., Таишыков О.Л.</i>	79
Экспериментальное исследование работы магнитного расходомера тяжелого жидкометаллического теплоносителя при регулировании количества кислорода <i>Сапожников Н.М., Колосов С.В., Шалина Д.С., Сумин Р.В., Погорелов М.Д. Волков Н.С. Зырянова Т.К. Бокова Т.А.</i>	81
СЕКЦИЯ Ш84 КОНТРОЛЬ, УПРАВЛЕНИЕ И ДИАГНОСТИКА ФИЗИЧЕСКИХ УСТАНОВОК И ПРОМЫШЛЕННЫХ ОБЪЕКТОВ	84
Алгоритм расчёта метрологических характеристик диагностических параметров электроприводной арматуры <i>Коноводова В.В., Петерс Н.А., Лапкис А.А., Егорова В.П.</i>	84
Методика диагностирования течи в трубопроводах тепловых сетей Филиала АО «РИР» в г. Обнинске <i>Бычков С.И., Шкарупа М.И.</i>	86

Разработка автоматического регулятора мощности транспортной энергетической установки
Корчагин Д.А. 87

Методы неразрушающего контроля печатных плат
Левченко П.П., Белоусов П.А. 89

Исследование распределений результатов спектрального анализа диагностических сигналов
Петерс Н.А., Цыхлер Л.В., Жарков В.С., Лапкис А.А. 91

Критический анализ данных узт-контроля подверженных эрозионно-коррозионному износу трубопроводов АЭС
Миронов С.А. 93

Оптимизация расчета диагностических параметров при проведении вибродиагностики
Цыхлер Л.В., Петерс Н.А., Коноводова В.В., Лапкис А.А. 95

СЕКЦИЯ IV

ЭКОЛОГИЯ И БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 98

Оценка влияния содержания стеклянного порошка на радиационно-защитные свойства бетона 98
Воронин И.П., Широнова А.М., Пышкина М.Д., Ташлыков О.Л. 98

An Assessment of Indoor and Outdoor Background Radiation Level in Granitic Terrain of Matsheumhlope
Machau C., Dr. Baricholo P. 100

Assessment of Occupational Radiological Risks from Naturally Occurring Radioactive Materials (NORM) in Phosphate Mining: A Case Study of Dorowa Mine, Zimbabwe
Chinduru P.P., Muzongomerwa A., Matandirotya E. 102

- Технологии переработки ядерных материалов: современные вызовы и тренды
Ширкова Д.Е., Терехова А.М. 104
- Разработка радиобиологического стенда на основе рентгеновского источника
Буракевич В.С., Булавская А.А., Милойчикова И.А., Стучебров С.Г. 105
- Моделирование дозиметра фрикке в учебной лаборатории без источника излучения
Веселова А.В., Барсуков В.Г., Мельникова Т.В., Киселёва Л.А. 107
- Расчет остаточного срока службы приборного комплекса для анализа воздуха после среднего ремонта
Шкарупа М.И., Ивлев И.М. 109
- Содержание радионуклидов в почве в зоне влияния НИФХИ им. Л.Я.Карпова в 2023 г. Влияние свойств почвы на содержание радионуклидов
Хамрокулов Н.Н., Мельникова Т.В. 111
- Экспериментальный выбор оптимального полярного растворителя для жидкостно-сцинтилляционных коктейлей марки «ЛИРА»
Федунова Е.В., Михайлов А.В., Лукашенко С.Н., Томсон А.В. 113
- Расчётно-экспериментальное исследование радиационно-защитных материалов на основе матрицы из бентонита
Кувшинова Е.В., Пыльцова Д.О., Тапшыков О.Л., Махмуд К.А., Пышкина М.Д. 115
- Содержание радионуклидов в водных объектах, расположенных вблизи АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» за 2023 г
Минаков Д.А., Мельникова Т.В., Удалова А.А., Киселёва Л.А. 117

Использование гамма-спектрометрического метода анализа на атомных электростанциях, на примере Нововоронежской АЭС (НВ АЭС)

Щербакова Е.И. 119

СЕКЦИЯ V

*ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ И ИНФОРМАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ
В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ* 122

Цифровой фильтр для мониторинга нейтронного шума

Дима М.Т., Дима М., Дима С., Михайлеску М. 122

Моделирование выгорания ядерного топлива с помощью рекуррентных нейронных сетей

Шлапак Н.П., Колесов В.В. 122

Определение обратной связи по реактивности реактора периодического действия вследствие удлинения топливного столба твэла

Вдовин Я.А., Верхоглядов А.Е., Верхоглядова В.Н., Кушнир И.В. 124

Система для валидации текущего состояния по отношению к проектным строительным объектам

Волошин Т.А., Екимовская В.А. 126

Построение модели нейронной сети для наукастинга погоды

Дмитриев М.С. 127

Применение методов теории графов для поиска путей образования наиболее значимых радионуклидов в облучаемых нейтронами конструкционных материалах установок УТС в коде нуклидной кинетики TRACT-F

Халиков Р.С., Блохин П.А. 130

Планирование операций робота гидродинамической очистки ГДО-104 <i>Зварыкин М.К., Климов Д.В.</i>	132
О применении машинного зрения в установке по производству изотопов <i>Романова А.А., Сивков С.И., Машкин А.Н.</i>	134
Применение физически-информированных нейросетей для решения уравнений физики ядерных реакторов <i>Болотникова А.А., Шлапак Н.П.</i>	136
Управление принятием технологических решений на базе 3D-модели сложного инженерного объекта в приложении к технологии VR <i>Стогний Е.А., Волобуева Т.Ф., Колыхалов П.И.</i>	138
Построение модели нейронной сети для исследования сейсмичности на основе данных gps-мониторинга <i>Горпчинов М.Ю.</i>	140
Перспективы управления медицинскими организациями на основе искусственного интеллекта <i>Герасимова Н.П., Матросова Е.В., Клеймёнова Е.Б.</i>	142
СЕКЦИЯ VI РАДИОНУКЛИДНАЯ И ЛУЧЕВАЯ МЕДИЦИНА	145
Оценка поглощенной дозы при наличии имплантов в виде коронок <i>Андреев М.Р., Вахтель В.М., Титова Л.В., Любашевский Д.Е.</i>	145
Определение цитотоксичности наночастиц диоксида церия на клетках DPSC <i>Кочнова А.О., Попов А.Л.</i>	146

Возможность применения МТТ-теста для оценки повреждений микроводоросли при облучении
Недодел Д.С., Комарова Л.Н., Афонин А.А. 148

Изменение абсолютного количества стволовых клеток рака шейки матки линии SiHa после комбинированного воздействия γ -излучения и химиопрепаратов
Соболева Л.А., Матчук О.Н., Замулаева И.А. 150

Получение опытной партии ^{224}Ra медицинского назначения
Голованов В.А., Буткалюк И.Л., Буткалюк П.С. 152

Исследование цитотоксического действия мелатонина на клеточных линиях человека
Тендитник Е.А., Чуенкова А.В., Семакина А.П., Лапенко А.К., Комарова Л.Н. 154

Подбор материалов для создания дозиметрического фантома малого таза человека
Поломошнова Д.А., Булавская А.А., Милойчикова И.А., Стучебров С.Г. 155

Проверка работоспособности катионита токем-140 в процессе обессоливания фракции ^{177}Lu
Бут Е.В., Лобаненко В.В. 157

СЕКЦИЯ VII
ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯМИ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ 160

Развитие технологического суверенитета в атомной отрасли как позитивный опыт для высокотехнологичных отраслей промышленности
Гаврилюк А.В. 160

Разработка инструментария математического и статистического исследования экономических и социально-демографических процессов

Козлов И. А., Смирнов Д.С. 162

Реализации экономических интересов казахстана через цифровизацию энергетических рынков ЕАЭС

Абдихамитов Д.К., Медведева Ю.М. 164

Перспективы развития научно-образовательного потенциала города обнинска в контексте продления статуса наукограда до 2040 года

Жукова А.П., Осипов В.А. 167

Роль обнинского института атомной энергетики в подготовке кадров для современной атомной отрасли в рамках МНОЦ «ОБНИНСКТЕХ»

Семёнова А.С., Осипов В.А., Сазонова Л.А. 171

Анализ ссылочных конструкций в текстах нормативной документации атомной отрасли с использованием методик распознавания именованных сущностей и больших языковых моделей

Коньков В.В., Серова А.С., Трибелев А.А. 175

СЕКЦИЯ VIII

МОЛОДЕЖНАЯ СЕКЦИЯ 178

Основные подходы реализации спектрального регулирования

Друганкина О.А., Воронцова А.А. 178

Исследование возможности определения породного состава лесной зоны по спутниковым снимкам

Молчанова М.В., Шлапак Н.П., Белоусов П.А. 179

Расчет флюенса для определения дозы облучения

Букулова Л.М. 181

Ответственный редактор А.М. Терехова
Подготовка оригинала-макета А.М. Терехова

Подписано к печати	Формат бум. 60x84/16	
Печать ризограф.	Бумага МВ	Печ.л. 12,1
Заказ №636	Тираж 100 экз.	Цена договорная

Полиграфическая компания ООО "Альпринт"