

Федеральное государственное автономное образовательное учреждение  
высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого  
Президента России Б.Н. Ельцина»

На правах рукописи



Ташлыков Олег Леонидович

**РАЗРАБОТКА РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ КОМПОЗИТНЫХ  
МАТЕРИАЛОВ, ТЕОРИИ И МЕТОДОВ МАРШРУТНОЙ  
ОПТИМИЗАЦИИ ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК В СИСТЕМЕ С  
РАДИОАКТИВНЫМИ ОБЪЕКТАМИ  
(ПРИМЕНИТЕЛЬНО К РАЗНЫМ ЭТАПАМ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА АС)**

2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная  
безопасность

**АВТОРЕФЕРАТ**  
диссертации на соискание ученой степени  
доктора технических наук

Екатеринбург – 2022

Работа выполнена на кафедре атомных станций и возобновляемых источников энергии Уральского энергетического института ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина».

Научный консультант: доктор технических наук, профессор  
**Щеклеин Сергей Евгеньевич**

Официальные оппоненты: **Прибатурин Николай Алексеевич**,  
доктор технических наук, член-корреспондент  
РАН, ФГБУН Институт теплофизики  
им. С.С. Кутателадзе Сибирского отделения  
Российской академии наук, г. Новосибирск,  
главный научный сотрудник;

**Чолах Сеиф Османович**,  
доктор физико-математических наук, профессор,  
ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет  
имени первого Президента России Б.Н. Ельцина»,  
г. Екатеринбург, профессор кафедры  
электрофизики Физико-технологического  
института;

**Андреев Вячеслав Викторович**,  
доктор технических наук, профессор, ФГБОУ ВО  
«Нижегородский государственный технический  
университет им. Р.Е. Алексеева», г. Нижний  
Новгород, заведующий кафедрой «Ядерные  
реакторы и энергетические установки»  
образовательно-научного института ядерной  
энергетики и технической физики им. академика  
Ф.М. Митенкова.

Защита состоится «28» июня 2022 г. в 14:00 ч на заседании диссертационного совета УрФУ 2.4.07.17 по адресу: 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19, ауд. И-420 (зал Ученого совета)

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке и на сайте ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», <https://dissovet2.urfu.ru/mod/data/view.php?d=12&rid=3477>

Автореферат разослан «\_\_\_» \_\_\_\_\_ 2022 г.

И.о. ученого секретаря  
диссертационного совета



Сесекин Александр Николаевич

## ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

### **Актуальность темы исследования и степень ее разработанности.**

На протяжении всей истории гражданской атомной энергетики, начиная с Первой в мире АЭС (Обнинск, 1954), радиационная защита (РЗ) от профессионального облучения всегда была проблемной областью. Решению этой проблемы по различным направлениям посвящены работы многих российских (советских) и зарубежных ученых.

По мере увеличения срока эксплуатации АЭС выявилась тенденция возрастания облучения персонала. Общая коллективная доза (КД), накопленная в странах ОЭСР за 1969-1995 гг., достигла 15 255 чел·Зв. Годовая КД росла до 1983 г. (928 чел·Зв), затем стала снижаться при росте количества энергоблоков<sup>1</sup>.

В 1990 г. в соответствии с рекомендациями МКРЗ (Публикация 60) предел дозы был снижен до 20 мЗв в год. Отсутствие наблюдаемой пороговой дозы и ограниченность ресурсов мотивировали разработку принципа ALARA<sup>2</sup>.

В России новые значения дозовых пределов облучения персонала для действующих предприятий вводились Нормами радиационной безопасности (НРБ-96) с 01.01.2000 г.

Определяющий вклад (80-90 %) технического обслуживания и ремонта (ТОиР) в КД определил первоочередность задачи снижения ДЗ ремонтного персонала. Департамент ТОиР Концерна «Росэнергоатом» инициировал привлечение кафедры «Атомные станции и ВИЭ» УрФУ для участия в ее решении. В рамках этой задачи автором диссертации были разработаны научно-технические решения по снижению КД, представленные в серии публикаций, докладов, диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук<sup>3</sup>. Исследования выявили факторы, формируемые на начальных этапах жизненного цикла АЭС, и приводящие к повышенным ДЗ при эксплуатации, продлении срока эксплуатации (ПСЭ) и выводе из эксплуатации (ВЭ). Это инициировало расширение области исследований, поиск решений, снижающих ДЗ на всех этапах жизненного цикла.

В результате комплекса мероприятий годовые КД персонала АЭС России с 1990-х годов по настоящее время снизились в 3-4 раза, достигли стационарного уровня, незначительно меняясь в зависимости от объема

---

<sup>1</sup> [www.isoe-network.net](http://www.isoe-network.net)

<sup>2</sup> As Low As Reasonably Achievable - «настолько низко насколько разумно достижимо»

<sup>3</sup> Ташлыков О.Л. Оптимизация ремонтных работ на радиоактивном оборудовании: дис. канд. техн. наук: 05.04.11 / Ташлыков Олег Леонидович. – Екатеринбург, 2006. – 145 с.

ремонт. Дальнейшая оптимизация РЗ персонала определяется управлением индивидуальными дозами (совершенствование организации работ, улучшение радиационной обстановки, сокращение времени пребывания в дозовых полях).

Актуальность темы диссертации определяется нерешенностью ряда вопросов, стоящих перед специалистами по РЗ, учитывая старение АЭС, работы по ПСЭ, ВЭ АЭС, экономическое и социальное давление, расширение строительства АЭС, требование минимизации профессионального облучения.

Расширение использования радиационных технологий инициирует внимание промышленности и научных организаций к разработке новых радиационно-защитных материалов (РЗМ) с хорошими защитными свойствами и низкой токсичностью. Актуализировались исследования радиационно-защитных свойств природных минералов в странах, где сооружаются объекты использования атомной энергии (ОИАЭ), отходов промышленного производства для оценки потенциала их использования в составе РЗ.

Сохраняется актуальность поиска композитных РЗМ, удобных в использовании, технологически позволяющих проектировать их защитные свойства для планируемых условий облучения. К таким РЗМ относятся материалы серии Абрис (производства ООО «Завод герметизирующих материалов»), на базе которых проводились диссертационные исследования, разработка и апробация алгоритма проектирования РЗМ с заданными свойствами.

Неоднородность радиационных полей позволяет минимизировать ДЗ путем маршрутной оптимизации. Сложность решения этих задач потребовала разработки теоретических основ и соответствующих алгоритмов. Сотрудничество автора диссертации с начала 2000-х годов с учеными-математиками кафедры прикладной математики УрФУ и Института математики и механики УрО РАН (член. кор. РАН Ченцовым А.Г., д.ф.м.-н., проф. Сесекиным А.Н., к. ф.-м.н. Ченцовым А.А., к. ф.-м.н. Григорьевым А.М. и др.), совместная реализация шести грантов РФФИ позволили получить новые научные результаты мирового уровня в области маршрутной оптимизации работ, направленные на решение прикладных задач атомной энергетики.

**Целью диссертационной работы является** разработка новых материалов и комплекса научно-технических и логистических мероприятий для

снижения радиационной нагрузки на персонал, окружающую среду и население на этапах жизненного цикла АЭС.

Для достижения этой цели были решены следующие задачи:

1. Исследование и анализ ДЗ персонала на этапах жизненного цикла АЭС и выявление потенциала для их минимизации.

2. Анализ удельных ДЗ на выработку электроэнергии, исследование их зависимости от типа реактора, компоновки и т.д.

3. Расчетно-экспериментальные исследования защитных свойств композитных РЗМ на органической и неорганической основах с различным составом наполнителей и добавок по отношению к  $\gamma$ -излучению.

4. Проведение пилотного исследования экранирующих свойств композитных РЗМ на органической основе для разработки программы комплексных испытаний их защитных свойств по отношению к смешанному  $\gamma$ - и нейтронному излучению на ИВВ-2М.

5. Моделирование дополнительного внутреннего экранирования контейнеров при переработке жидких радиоактивных отходов (ЖРО) на опытной установке ионоселективной сорбции Corebrick (НПП «ЭКСОРБ») в Актау (РУ БН-350) для повышения емкости по активности  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$ .

6. Разработка конструкции фильтра-контейнера с комбинированной защитой и увеличенной емкостью по активности.

7. Разработка устройства заморозки и охлаждения натрия в трубопроводах для минимизации ДЗ персонала при работах на I контуре РБН.

8. Разработка конструкции быстросъемной комбинированной тепловой и радиационной защиты трубопроводов с радиоактивными средами.

9. Разработка теории и методов маршрутной оптимизации работ в неоднородных радиационных полях при эксплуатации, ВЭ АЭС, ликвидации последствий радиационной аварии.

10. Расчетно-экспериментальные исследования природных минералов для оптимизации состава РЗ при хранении РАО.

11. Разработка демонстрационных версий 3D-моделей радиационно-опасных помещений для подготовки персонала.

12. Разработка и внедрение в процесс профессиональной переподготовки специалистов результатов исследований по оптимизации РЗ персонала.

**Научная новизна** работы заключается в следующем:

1. Проведено исследование ДЗ и потенциала минимизации ДЗ персонала на этапах жизненного цикла АЭС с РБН.
2. Впервые проведено исследование и анализ работ по ПСЭ РУ БН-600, предложены научно-технические решения по оптимизации и минимизации ДЗ персонала.
3. Сформулированы концептуальные подходы к ВЭ РУ БН-600 с учетом особенностей интегральной компоновки первого контура.
4. Разработан алгоритм оптимизации состава композитных РЗМ применительно к планируемым условиям облучения
5. Проведена оптимизация параметров и разработаны конструкции быстросъемных устройств тепловой и РЗ трубопроводов с радиоактивными средами, охлаждения натрия в трубопроводах для минимизации ДЗ персонала.
6. Разработаны теория и алгоритмы маршрутной оптимизации работ в неоднородных радиационных полях при обслуживании и демонтаже АЭС.
7. Получены новые теоретические результаты мирового уровня, по точным и приближенным методам решения маршрутных задач с усложненным критерием, включающим внутренние работы.

#### **Теоретическая и практическая значимость работы**

1. Исследованы закономерности облучаемости персонала на этапах жизненного цикла АЭС с РБН.
2. Проведено комплексное исследование работ по ПСЭ РУ с БН-600, выявлены наиболее дозозатратные операции, сформулированы предложения по оптимизации РЗ в проектах перспективных РБН.
3. Концептуальные подходы к ВЭ РУ интегральной компоновки могут быть использованы при разработке программы ВЭ РУ БН-600.
4. Разработана методология оптимизации состава композитных РЗМ для использования при подготовке к планируемым условиям облучения (Акт внедрения, ООО «ЗГМ»).
5. Материалы диссертационного исследования использованы при разработке дополнительной защиты контейнеров для увеличения их емкости по суммарной активности сорбента, насыщенного  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$  при переработке ЖРО на РУ БН-350 (Акт внедрения, НПП «Эксорб»). Получен патент на полезную модель.

6. Получены новые теоретические результаты по точным и приближенным методам решения маршрутных задач с усложненным критерием, включающим внутренние работы.

7. Разработан алгоритм решения «задачи дозиметриста». Проведено промышленное испытание демонстрационной программы в условиях Белоярской АЭС, на основании которых планируется внедрение (Акт о промышленных испытаниях на Белоярской АЭС).

8. Разработаны конструкции комбинированной тепловой и радиационной защиты трубопроводов с высокотемпературными радиоактивными средами; устройства заморозки натрия, снижающие трудо- и дозовые затраты. Получены два патента на полезные модели и один на изобретение. Подана заявка на изобретение.

9. Разработана и реализована методология подготовки специалистов для атомной энергетики с использованием виртуальных методов, сокращающая время выполнения работ в радиационных полях.

10. Материалы диссертационного исследования вошли в учебники и учебные пособия УрФУ и внедрены в учебный процесс подготовки и профессиональной переподготовки специалистов для атомной энергетики.

### **Методология и методы диссертационного исследования**

Численное моделирование процессов теплообмена выполнено с помощью программы SolidWorks Educational Edition; 3D-моделирования – учебных версий программ BIM- и 3D программы AutoDesk Revit и AutoDesk 3DS Max. MCNP-5, расчет экранирующих свойств – с помощью программ Phy-X, XCOM.

В диссертационной работе использовались методы Монте-Карло, динамического программирования, нелинейного математического программирования, математического моделирования с привлечением современных компьютерных программных продуктов.

В работе использованы экспериментальные и теоретические методы исследований, установка NETZSCH HFM 436 Lambda, рентгено- и гамма-графия, аппаратно–программный комплекс для компьютерной радиографии на основе сканера HD CR-35 NDT, активационные детекторы из аттестованных наборов (АКН-Т-10 №014, СН-60/10, СН-65/11), высокочувствительные методы сцинтилляционной дозиметрии, поверенные измерительные приборы (дозиметр рентгеновского и  $\gamma$ -излучения ДКС-АТ1123, дозиметр-радиометр МКС-

АТ1117М с блоком детектирования БДКН-01), облучение образцов с заданной плотностью потока тепловых нейтронов ( $E < 0,625$  эВ) в реакторе ИВВ-2М, для гамма-спектрометрических измерений использовался поверенный радиометрический эталонный комплекс КРЭНА-ИВВ, включающий германиевый детектор GC 1019, многоканальный анализатор импульсов GammaFast и программное обеспечение Genie-2000 (Canberra).

**Положения, выносимые на защиту:**

- Результаты исследований ДЗ при сооружении, эксплуатации, ТОиР и ПСЭ АЭС с реакторами типа БН и влияние на них проектных решений.
- Зависимость дозовой стоимости электроэнергии АЭС от типа и компоновки РУ, мощности энергоблока, количества контуров.
- Алгоритм проектирования композитных полимерных РЗМ для планируемых условий облучения.
- Алгоритмы маршрутной оптимизации в неоднородных радиационных полях при эксплуатации, ВЭ и ликвидации радиационной аварии.
- Требования к природным матричным и РЗМ для различных источников радиационных загрязнений при подготовке к хранению и захоронению.
- Результаты расчетно-экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств природных и модифицированных материалов для оценки их использования при сооружении объектов хранения и захоронения РАО.
- Конструкции быстросъемной комбинированной тепловой и РЗ трубопроводов с высокотемпературными радиоактивными средами; заморозки натрия в трубопроводах.
- Методология подготовки персонала АЭС для сокращения времени пребывания в радиационных полях с использованием виртуальных методов.

**Степень достоверности полученных результатов** базируется на всестороннем анализе выполненных ранее работ по предмету исследования, использовании поверенной и аттестованной контрольно-измерительной аппаратуры, проверенного программного обеспечения, современных средств и методов проведения исследований (математическое моделирование и планирование эксперимента); сравнении результатов моделирования радиационно-защитных свойств материалов с компьютерной программой ХСОМ; подтверждается представительным объемом исходного материала,



хорошей сходимостью результатов теоретических расчетов, моделирования с экспериментальными данными; обеспечивается воспроизводимостью прогнозируемых результатов при вычислительных экспериментах с использованием многопроцессорной вычислительной системы (МВС); подтверждается лабораторной и опытной апробацией разработанной технологии, актами промышленных испытаний и внедрений.

**Личный вклад** автора заключается в выборе и обосновании направлений исследований; разработке методик экспериментов; в непосредственном участии в выполнении научных экспериментов, разработке установок, математической обработке экспериментальных данных, подготовке основных публикаций, докладов на конференциях, научно-технических семинарах и обсуждении результатов работы с организациями, вовлеченными в работу по созданию/внедрению разработанных технологий. Все представленные материалы получены автором лично или в соавторстве.

Автор диссертации осуществлял научное руководство соискателями, аспирантами и исследовательскими группами по отдельным направлениям исследования. Ряд расчетно-экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств природных минералов выполнен в коллаборации с учеными университетов Египта, Иордании, Саудовской Аравии, Турции и др.

Разработка теории и алгоритмов маршрутной оптимизации работ осуществлялась автором диссертации в составе научных групп в рамках реализации шести грантов Российского фонда фундаментальных исследований (РФФИ) в течение 2010-2021 годов: РФФИ № 10-08-00484 «Методы и алгоритмы маршрутной оптимизации в задачах атомной энергетики», РФФИ Урал № 10-01-96020 «Проблемы маршрутизации в условиях ограничений и их применение в задачах атомной энергетики», РФФИ № 13-08-00643 «Маршрутная оптимизация на объектах использования атомной энергии», РФФИ (РГНФ) 13-01-96022 p\_урал\_a «Методы маршрутизации в некоторых задачах атомной энергетики: проблема снижения облучаемости персонала», РФФИ 17-08-01385 «Оптимизация маршрутов в условиях ограничений для типичных инженерных задач управления инструментом при листовой резке на машинах с ЧПУ и снижения дозовой нагрузки персонала на радиационно опасных объектах», РФФИ 20-08-00873 «Разработка математических моделей и

алгоритмов решения прикладных оптимизационных маршрутных задач со сложными целевыми функциями и параметрами».

### **Реализация результатов работы**

Результаты диссертационного исследования внедрены в образовательный процесс ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого президента России Б.Н. Ельцина», Института ядерной энергетики и технической физики им. академика Ф.М. Митенкова ФГБОУ ВО «НГТУ им. Р.Е. Алексеева», Научно-образовательного центра И.Н. Бутакова Инженерной школы энергетики Национального исследовательского Томского политехнического университета (Акты внедрения).

На основании результатов исследований получены 3 патента РФ на изобретения и 4 – на полезные модели.

Результаты исследований органометаллических РЗМ использованы при разработке и изготовлении новой линейки материалов серии «Абрис-РЗ» на предприятии ООО «Завод герметизирующих материалов» (г. Дзержинск) при проектировании состава РЗМ для планируемых условий облучения (Акт внедрения в ООО «ЗГМ»).

Результаты работы использованы при опытно-промышленном внедрении технологии COREBRICK™ (НПП «ЭКСОРБ») по переработке ЖРО РУ БН-350 (г. Актау, Казахстан) для оптимизации РЗ контейнеров (Акт внедрения в НПП «Эксорб»).

Материалы диссертации используются автором при реализации программы профессиональной переподготовки работников Белоярской АЭС, АО «Атомэнергоремонт», АО «Институт реакторных материалов» (2011-2022).

### **Апробация результатов работы**

Основные результаты диссертационной работы были обсуждены и получили одобрение на 41-й международных научно-технических конференциях: «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (Москва, 2006-2018), «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (Обнинск, 2011-2018), 1st International Conference on Energy Production and Management in the 21st Century: The Quest for Sustainable Energy (Екатеринбург, 2014); «Involvement of maintenance organizations in emergency response taking into account the lessons learned from the Fukushima events» («Участие ремонтных организаций в противоаварийном реагировании с учетом опыта событий на

АЭС Фукусима») (Plzen, Czech Republic, 2014), «Белоярской АЭС 40, 50 лет» (Заречный, 2004, 2014), «Информационные технологии и системы» (Банное, 2017), «Физика. Технологии. Инновации ФТИ-2017-2021» (Екатеринбург, 2017-2021), «Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Атомная энергетика» (Екатеринбург, 2017-2021); 9th IFAC Conference «Manufacturing Modelling, Management and Control» (Deutschland, Berlin, 2019); Международная научно-техническая школа-семинар по ядерным технологиям (Екатеринбург, 2019); III, IV Международная научная конференция «Техногенные системы и экологический риск» (Обнинск, 2020, 2021); International Conference «Energy, Ecology, Climate 2020 – WCAEE-ICEEC-2020» (Sarov, Russia, 2020); MOSM-2020 (Екатеринбург, 2020); XX International Symposium on Solid State Dosimetry conference (Mexico, 2020); 3rd International Forum on Advances in Radiation Physics (Malaysia, Kuala Lumpur, 2021); XVII международная конференция «Будущее атомной энергетики» (Обнинск, 2021), The 15<sup>th</sup> International Symposium on Radiation Physics (Kuala Lumpur, Malaysia, 2021); 24-х всероссийских: «Новые технологии в ремонте АЭС» (Москва, 2008), «Безопасность критичных инфраструктур и территорий» (Екатеринбург, 2008-2014), «Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. НИВИЭ» (Екатеринбург, 2008-2016), «Mathematical Modeling and Information Technologies» (Yekaterinburg, 2016), «Научно-техническая школа-семинар по ядерным технологиям» Екатеринбург, АО «ИРМ», 2016-2017), «Научно-техническая конференция молодых ученых Уральского энергетического института УрФУ» (Екатеринбург, 2016-2019).

В 2021 г. на Белоярской АЭС проведена апробация демонстрационной программы оптимизации маршрута дозиметриста с посещением заданных точек помещения с учетом обхода препятствий. (Акт промышленных испытаний, Белоярская АЭС).

**Публикации.** По теме диссертации опубликовано 292 научных работ, из них **66** работ в журналах, определенных ВАК РФ и Аттестационным советом УрФУ общим объемом 47,51 п.л. (авторских 26,42 п.л.), в том числе **45** работ в изданиях, входящих в международные реферативные базы данных (Scopus, Web of Science), 2 монографии объемом 12,5+14,62=27,12 п.л. (авторских 12,5+5,49=17,99 п.л.), а также в 226 статьях, тезисах докладов и выступлениях, получено 7 патентов Российской Федерации (3 - на изобретения и 4 - на

полезные модели. Основные положения диссертационного исследования вошли в 5 учебников и 9 учебных пособий.

**Структура и объем работы.** Структура диссертационного исследования подчинена замыслу исследования и состоит из введения, шести глав, заключения, приложений, списка использованных источников, включающего 258 наименования. Общий объем диссертации 342 страницы. Работа содержит 175 рисунков и 74 таблицы.

## ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

**Во введении** обоснована актуальность темы диссертационной работы, сформулированы цель и задачи исследований, отражены теоретическая и практическая значимость, научная новизна полученных результатов, представлены положения, выносимые на защиту.

**В первой главе** рассмотрен вклад этапов жизненного цикла АЭС с РБН в КД, приведены результаты исследований ДЗ по отдельным работам, выявлены факторы, увеличивающие ДЗ, оценен потенциал снижения ДЗ.

При строительстве блока с БН-800 ДЗ на 100% обусловлены работами по дефектоскопии и зависят от количества операций при радиографии.

Индивидуальный дозиметрический контроль персонала ведется с 2012 г. с начала работ по радиографии. Текущий контроль облучения осуществлялся дозиметрами Harshaw, оперативный – электронными прямопоказывающими дозиметрами, сначала ДКГ-05Д, с 2013 г. – DMC2000S и DMC2000GN. ДЗ при радиографическом контроле на этапе строительства составили 0,129 чел·Зв.

ДЗ на этапе физического пуска энергоблока БН-800 составили 0,02 Зв.

**Эксплуатация.** Энергоблоки с натриевыми РБН имеют наименьшие годовые КД среди всех реакторов. На основании опыта эксплуатации РУ БН-600 проведен анализ ДЗ по отдельным видам работ (рис.1).

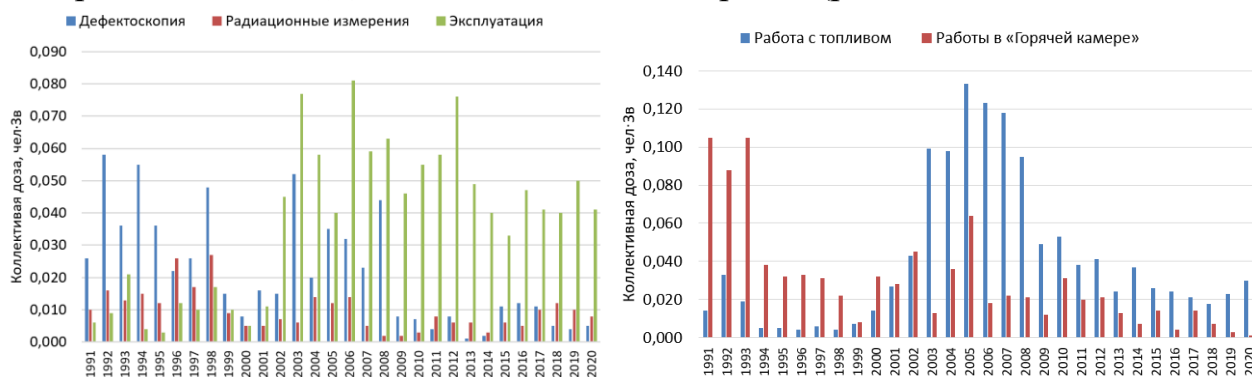


Рис. 1. КД по видам работ, чел·Зв

КД персонала РУ БН-800 находится на уровне облучения персонала БН-600. Определяющий вклад вносит ТОиР, вклад дефектоскопии - 6,4%. ДЗ при обращении со свежим топливом не превышают 0,5% от КД (рис. 2, а). Для БН-1200 КД уменьшится за счет совершенствования конструкции: системы очистки размещены в корпусе реактора, исключен барабан отработавших сборок (БОС) и т.д. (рис. 2, б).

ПСЭ. В процессе диссертационного исследования проведены: анализ более 5000 работ по ПСЭ РУ БН-600 в условиях радиационного воздействия в 2006-2011 гг. (рис.3), выборка наиболее дозозатратных для поиска решений по оптимизации РЗ.

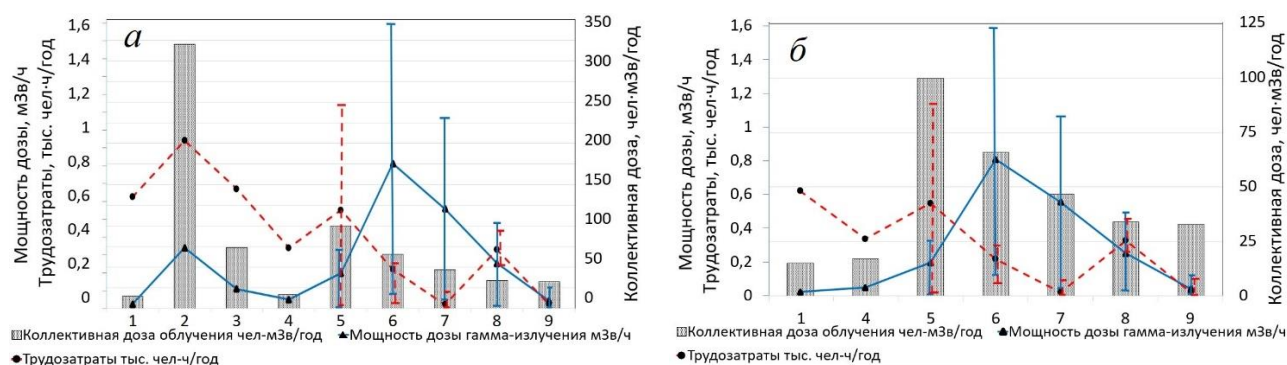


Рис. 2. Прогноз структуры годовой КД БН-800 (а) и БН-1200 (б): 1 – эксплуатация; 2 – ремонт вспомогательного натриевого оборудования 1 контура; 3 – системы охлаждения БОС; 4 – газовой системы 1 контура; 5 – системы перегрузки и отмывки ТВС; 6 – замена и ремонт оборудования, извлеченного из реактора; 7 –дефектоскопия; 8 –защитная камера; 9 – экспериментальные работы

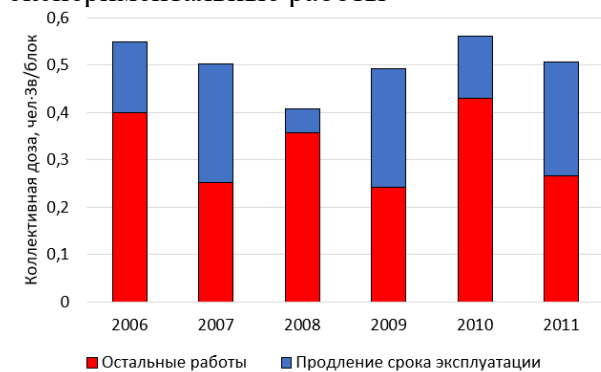


Рис. 3. Вклад работ по ПСЭ БН-600 в КД

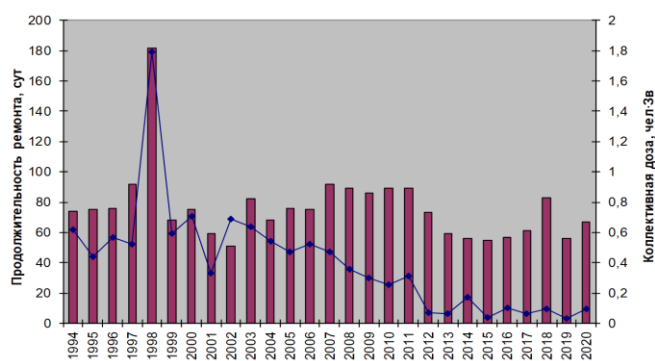


Рис. 4. КД и продолжительность ремонтов блока БН-600

ТОиР. Анализ КД за весь период эксплуатации РУ БН-600 (1980-2020) показал, что средние годовые ДЗ при ремонте на остановленном блоке 0,2 чел·Зв, на работающем – 0,1 чел·Зв (при отсутствии неплановых работ) – рис.4.

ВЭ. В настоящее время РУ БН-600 находится в стадии дополнительного срока эксплуатации (до 2025 г.). Ведутся работы по обоснованию повторного ПСЭ блока до 2040 г. Уникальность РУ требует заблаговременной детальной

подготовки и проработки проектных решений по ВЭ. В главе сформулированы концептуальные подходы к ВЭ РУ БН-600, исходя из особенностей интегральной компоновки первого контура (дренирование избыточного количества натрия в транспортные емкости с электрообогревом, очистка натрия от продуктов деления, дренирование из корпуса реактора).

**Во второй главе** приведены результаты исследований удельных ДЗ на производство электроэнергии энергоблоками с реакторами различных типов, анализ влияния на этот показатель типа реактора, компоновки, мощности и других параметров (рис.5).

Оценка дозовой стоимости электроэнергии, как одного из факторов, определяющих приемлемость атомной энергетики и экологичность различных типов реакторов представляет интерес в рамках реализации принципов радиационной безопасности – обоснования<sup>4</sup> и оптимизации защиты<sup>5</sup>.

Дозовая стоимость электроэнергии  $k_{ДЗЭЭ}$  определялась как отношение суммарной КД  $\sum E_i$  к выработанной электроэнергии  $\sum W_i$  за время эксплуатации:

$$k_{ДЗЭЭ} = \frac{\sum_i^n E_i}{\sum_i^n W_i}, (\text{чел} \cdot \text{Зв} / \text{ТВТ} \cdot \text{ч})$$

где  $E_i$  и  $W_i$  – КД и выработка электроэнергии, соответственно, в  $i$ -й год эксплуатации,  $n$  – количество лет в рассматриваемом периоде эксплуатации.

Информация о КД более 400 блоков в 29 странах, бралась из базы данных ISOE<sup>6</sup>, по выработке электроэнергии - из информационной системы PRIS<sup>7</sup>.

Кроме мощности энергоблока и коэффициента использования установленной мощности на дозовую стоимость влияет тип РУ и ее компоновка. Большое количество трубопроводных коммуникаций контура теплоносителя канальных реакторов ведет к повышенной дозовой стоимости электроэнергии за счет увеличения трудо- и дозозатрат персонала на ТОиР. Интегральная компоновка 1 контура РБН снижает дозовую стоимость за счет минимизации контакта персонала с радиоактивным оборудованием.

---

<sup>4</sup> Любое решение, которое приводит к возникновению ситуации облучения, должно приносить больше пользы, чем ущерба.

<sup>5</sup> Вероятность возникновения облучения, число облученных лиц и величины их индивидуальных доз должны быть настолько низки, насколько это разумно достижимо с учетом экономических и социальных факторов.

<sup>6</sup> [www.isoe-network.net](http://www.isoe-network.net)

<sup>7</sup> <https://pris.iaea.org/PRIS>



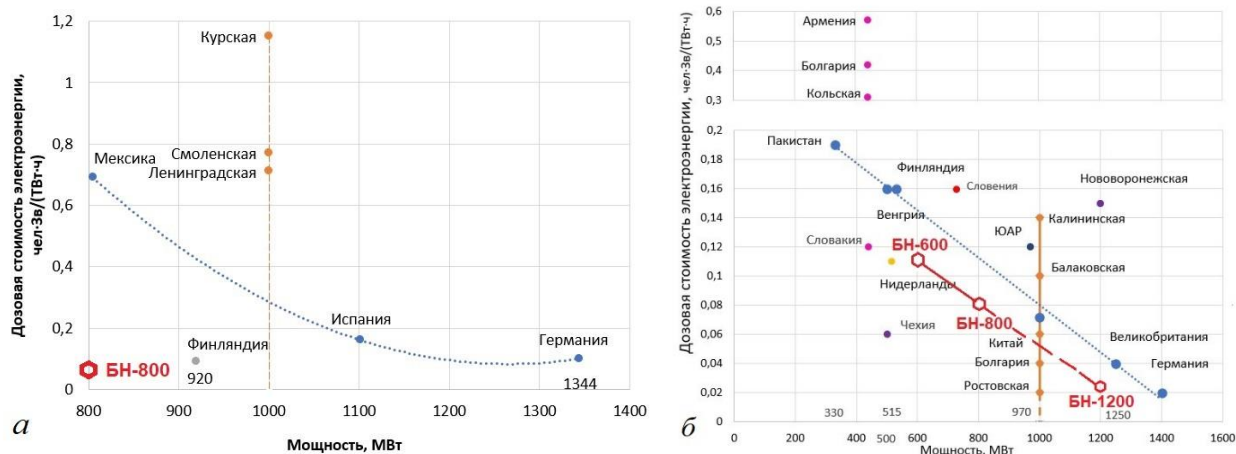


Рис. 5. Зависимость дозовой стоимости электроэнергии от мощности одноконтурных (а), двухконтурных (б) и сравнение с трехконтурными АЭС

**В третьей главе** приведен обзор результатов работ, выполненных автором диссертации со своим аспирантом Каремом Махмудом в сотрудничестве с д-ром Саедом М.И. (Israa Univesity), по исследованию радиационно-защитных свойств местных природных и композитных РЗМ. В отдельных исследованиях участвовали ученые из Управления ядерных материалов и Menoufia University (Египет); University of Technology (Ирак); Princess Nourah bint Abdulrahman University, Tabuk Univesity, Imam Abdulrahman Bin Faisal University, King Khalid University, Institute for Research and Medical Consultations (Саудовская Аравия); Al-Azhar University (Палестина, Сектор Газа), Ataturk University, Afyon Kocatepe University (Турция); University Kebangsaan, Sunway University (Малазия); Khwaja Yunus Ali University (Бангладеш); University of Surrey (Великобритания); УрФУ.

Представлены результаты расчетно-экспериментальных исследований и моделирования радиационно-защитных свойств образцов горных пород из месторождений Египта, образцов бетонов с различными наполнителями (базальтами, магнетитом, гематитом, баритом, висмутом и др.). Исследовано влияние концентрации наполнителя, размеров его фракций на массовый коэффициент ослабления ( $\mu_m$ ). Моделирование  $\mu_m$  образцов бетона проведено с использованием метода Монте-Карло и программы ХСОМ в диапазоне энергии 0,047-1,836 МэВ. Измерение  $\mu_m$  проводили методом узкого пучка с использованием сверхчистого германиевого детектора при энергиях  $\gamma$ -излучения 661,6-1408 кэВ ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и  $^{152}\text{Eu}$ ).

Приведены результаты исследований экранирующих способностей образцов стекол с химическим составом  $(100-x)\text{SiO}_2-x(\text{SnO}+\text{SnF}_2)$  ( $x = 40, 45, 50, 55$  и  $60$  моль%); щелочно-боратных стекол, легированных кадмием; стекло из

бората натрия, легированного кадмием,  $80\text{B}_2\text{O}_3-(20-x)\text{Na}_2\text{O}-x\text{CdO}$  (где  $x = 0, 2, 4, 6, 8, 10, 12$  и  $14$  моль%); стекло состава  $60\text{B}_2\text{O}_3-(40-x)\text{BaO}-x\text{Bi}_2\text{O}_3$  ( $x=0; 2,5$  и  $5$  мас.%); стекло  $5\text{La}_2\text{O}_3-10\text{BaO}-(65-x)\text{B}_2\text{O}_3-20\text{B}_2\text{O}_5-x\text{Bi}_2\text{O}_3$  ( $x = 0, 3, 6, 9, 12, 15$  мол.%); стекляной системы из тройных соединений  $60\text{B}_2\text{O}_3+(40-x)\text{BaO}+x\text{CdO}$  ( $x=0; 2,5; 5$  и  $10$  мас.%). Исследованы защитные свойства фосфатного стекла, легированного ионами  $\text{Tm}^{3+}$ ; повышение экранирующей способности натриево-известковых стекол с добавкой  $\text{Sb}_2\text{O}_3$ , как потенциального материала для радиационной защиты; влияние оксидов иттрия на экранирующую способность натрий-силикатного стекла состава  $37,5\text{Na}_2\text{O}_3+(61,1-x)\text{SiO}_2+x\text{Y}_2\text{O}_3$  ( $x=1, 2, 5, 5,7$  и  $6$  мол.%), синтезированного методом плавления при температуре от  $1400-1500$  °С в зависимости от доли  $\text{Y}_2\text{O}_3$ . Для моделирования параметров экранирования гамма-излучения в диапазоне энергий от  $0,015$  до  $15$  МэВ использовался метод Монте-Карло и программное обеспечение Phy-X/PSD.

Основные результаты исследований композитных РЗМ с использованием природных минералов, стеклянных систем представлены в [28], [29], [31], [39], [41]-[45], [49], [52], [55]-[62], [66] (см.список публикаций по теме диссертации).

**В четвертой главе** представлены результаты исследований полимерного композитного РЗМ типа Абрис, выбранного в качестве базовой композиции для диссертационной работы.

Условием возможности проектирования радиационно-защитных свойств полимерных композитных материалов является наличие технологии изготовления матрицы с равномерными распределением поглотителя с требуемой концентрацией. Этим требованиям удовлетворяет РЗМ Абрис, разработанный специалистами ООО “ЗГМ”, представляющий гомогенную композицию на основе полимерного связующего, наполнителя, пластификатора и технологических добавок. Преимущества РЗМ Абрис перед аналогами (возможность изготовления изделий требуемого размера; температура эксплуатации от  $-10^\circ\text{C}$  до  $+80^\circ\text{C}$ , регулирование толщины защиты послойным наложением РЗМ, технологичность и снижение трудоемкости работ) определили выбор данного материала для диссертационных исследований.

Автор диссертации осуществлял научное руководство и принимал непосредственное участие во всех расчетных и экспериментальных исследованиях. В работе участвовали Русских И.М., Селезнев Е.Н., Козлов Ан.В. (АО «ИРМ»), Щеклеин С.Е. (УрФУ).



Равномерность распределения поглотителя в РЗМ исследовалась с помощью  $\gamma$ -дефектоскопа Гаммарид 192/120, рентгеновского аппарата РАП 300-5 и аппаратно–программного комплекса для компьютерной радиографии на основе сканера HD CR-35 NDT в специализированных подразделениях АО «ЗАО ПО УЭМ» и Белоярской АЭС.

Для расчетных исследований кратности ослабления  $\gamma$ -излучения образцами РЗМ с различными концентрациями поглотителей использовался метод Монте-Карло. Расчетная модель (рис.6) включает цилиндрический источник 1 и детектор  $\gamma$ -излучения 2 в виде сферы  $\varnothing 20$ , заполненной материалом, близким по составу к человеческой ткани, и защитный материал 3 в виде квадратной пластины толщиной  $d$ .

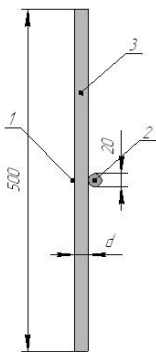


Рис. 6. Схема расчетной модели



Рис. 7. Нейтронно-активационные детекторы

На основании расчета были изготовлены образцы РЗМ с баритом, свинцом и вольфрамом с концентрациями 20-90%. Источники  $\gamma$ -излучения для исследований выбирали на основании результатов анализа радиоизотопного состава загрязнений РУ ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000, БН-600 с учетом:

- наличия в облученном материале источника энергетических линий  $\gamma$ -излучения, соответствующих заданному радионуклиду;
- простоты получения изотопов в реакторе;
- проведения измерений при минимальных дозовых нагрузках.

Этим критериям удовлетворяют нейтронно-активационные детекторы (металлические кобальт  $^{59}\text{Co}$ , никель  $^{58}\text{Ni}$ , золото, сплав с алюминием  $^{197}\text{Au}$ , железо  $^{54}\text{Fe}$ , алюминий  $^{27}\text{Al}$ ) из аттестованных наборов (АКН-Т-10 №014, СН-60/10, СН-65/11), применяемые в качестве средств измерения плотности потока нейтронов в реакторе (рис.7).

Наработка источников ( $^{60}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{198}\text{Au}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{24}\text{Na}$ ) проводилась в «мокром» канале реактора ИВВ-2М, установленном в полость внутреннего

чехла ТВС. Детекторы крепились на специальной державке  $\varnothing 6 \times 1$ . Облучение проводилось в ячейках – 4-7 и 7-8 (рис. 8) на мощности реактора 13,7-15 МВт.

Для измерений кратности ослабления  $\gamma$ -излучения образцами РЗМ использовали специальное приспособление. Расстояние от источника  $\gamma$ -излучения до чувствительной части измерительного прибора ДКС-АТ1123 составляло 90 мм. При измерениях мощности дозы приборная ошибка составляла менее 1%.

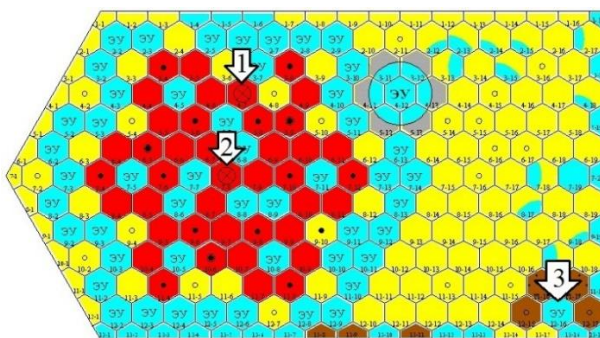


Рис. 8. Картосхема активной зоны: 1 – ячейка 4-7; 2 – ячейка 7-8; 3 – сухой канал АК-1

На рис. 9 в качестве примера приведено сравнение результатов расчетных и экспериментальных исследований кратности ослабления  $\gamma$ -излучения образцами РЗМ с различными наполнителями.

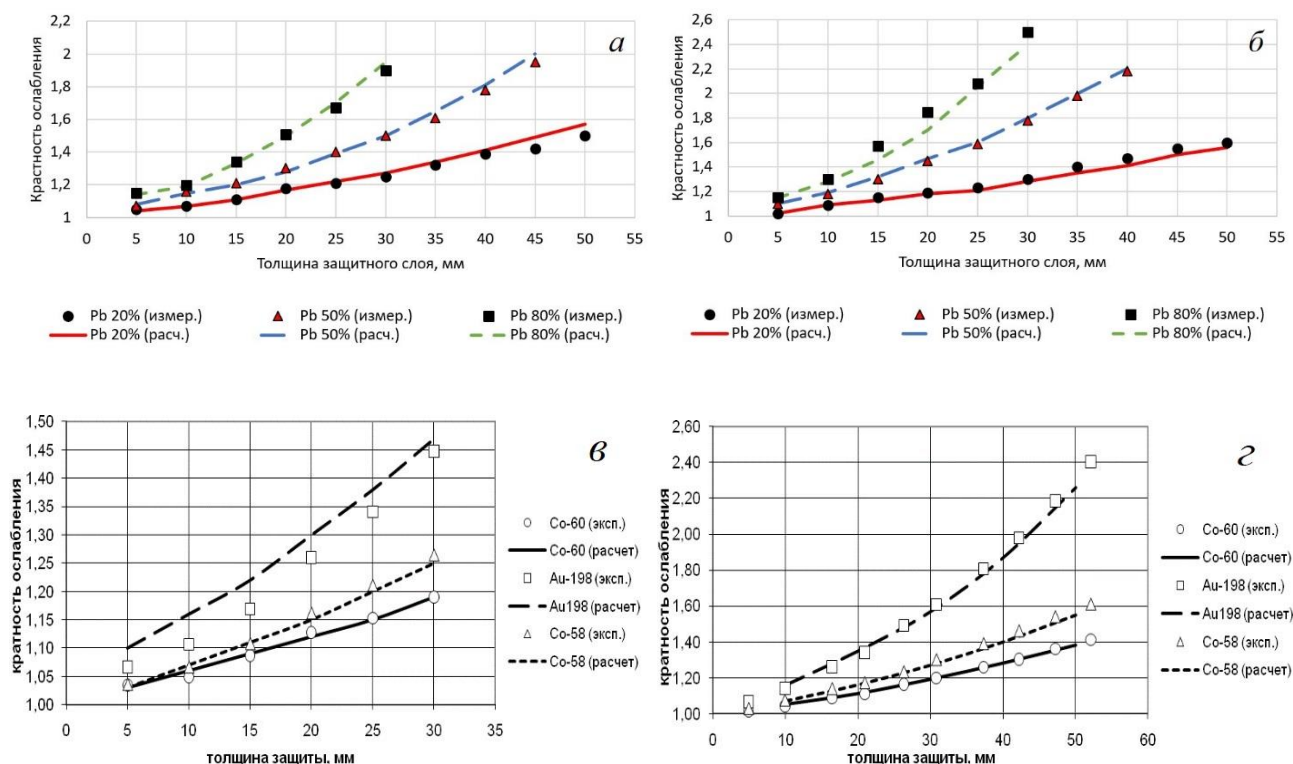


Рис. 9. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы  $\gamma$ -излучения от толщины слоя защитного материала: а – источник  $^{54}\text{Mn}$ , свинцовый наполнитель; б – источник  $^{58}\text{Co}$ , свинцовый наполнитель; в – источники  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{198}\text{Au}$ ,  $^{58}\text{Co}$ , материал Абрис РЗнк-01 с наполнителем  $\text{BaSO}_4$  50%; г – источники  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{198}\text{Au}$ ,  $^{58}\text{Co}$ , материал Абрис РЗнк-02 с наполнителем Pb 20%.

Алгоритм проектирования состава РЗМ с заданными ослабляющими свойствами по отношению к  $\gamma$ -излучению представлен на рис. 10. На основании радиоизотопного состава загрязнений систем определяется энергетический спектр излучения. Используя данные по пооперационным трудозатратам, планируют ДЗ персонала, выявляют места, требующие экранирования, вводят дополнительные требования (например, ограничение по толщине). Могут быть ограничения по ДЗ «дефицитных» специалистов (высококвалифицированных сварщиков, термистов и др.), требующие снижения мощности дозы, не смотря на стоимость защиты. Определяется оптимальная концентрация наполнителей и толщина РЗМ с использованием методов процедуры ALARA (например, анализ «Затраты-выгода»).

При использовании при планировании концепции предельно допустимых доз производится определение концентрации наполнителей и сравнение стоимости защитных материалов на основании необходимой кратности ослабления мощности дозы  $\gamma$ -излучения в отдельных точках рабочей зоны и ограничений по толщине РЗМ.

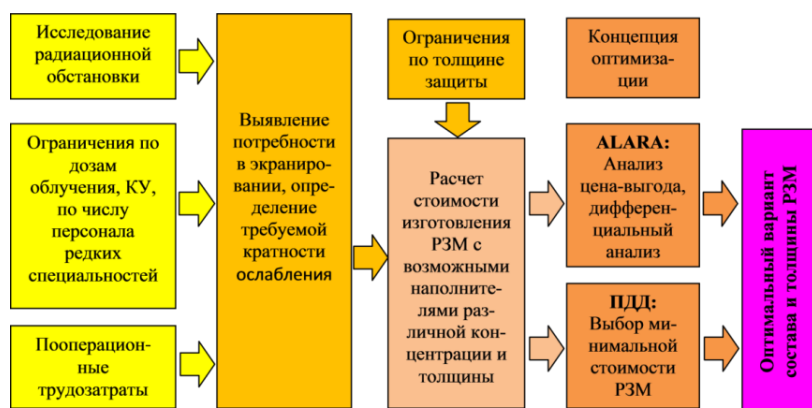


Рис. 10. Алгоритм определения оптимального состава радиационно-защитного материала

В ходе исследований получены расчетные зависимости коэффициентов ослабления излучения, создаваемого характерными  $\gamma$ -источниками, для различных составов и толщин РЗМ.

Наличие в матрице РЗМ Абрис легких элементов в сочетании с тяжелым наполнителем позволяет рассматривать данный материал для защиты от смешанного нейтронного и  $\gamma$ -излучения. Для оценки вторичного  $\gamma$ -излучения образцы РЗМ облучались нейтронным потоком ( $E < 0,625$  эВ,  $\Phi \approx 2,9 \times 10^{11}$  нейтр./ $(\text{см}^2 \times \text{с})$ ) в «сухом» канале АК-1 реактора ИВВ-2М (см. рис. 8)

и проводились  $\gamma$ -спектрометрических измерения на радиометрическом эталонном комплексе КРЭНА-ИВВ.

В 2021 г. создана научная группа под руководством автора диссертации по исследованию ослабляющей способности РЗМ типа Абрис по отношению к смешанному нейтронному и  $\gamma$ -излучению. Разработана и утверждена программа организации работ, обеспечивающая безопасность проведения измерений. Пилотный эксперимент проведен 07.06.2021 г. при мощности реактора ИВВ-2М менее 150 кВт с использованием дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-01; дозиметра рентгеновского и  $\gamma$ -излучения ДКС-АТ1123; универсального радиометра-дозиметра МКС-01Р с блоком детектирования БДКН-01Р; стойки для РЗМ; экранирующих блоков Neutrostop; листов РЗМ «Абрис» толщиной 5-20 мм с различными наполнителями.

В пятой главе рассматриваются основные результаты разработки теории и алгоритмов маршрутной оптимизация работ в неоднородных радиационных полях (рис.11).

Неоднородность мощности дозы излучения в различных точках помещений определяет зависимость ДЗ от выбора траектории перемещения персонала. Самый короткий путь по протяженности не означает минимальную дозу облучения.



Рис. 11. Варианты задач маршрутной оптимизации в неоднородных радиационных полях

В качестве базовой использована классическая *задача коммивояжера* (ЗК), в которой торговец, начиная с некоторой базы, должен посетить каждый из других городов только один раз. Имеется  $N!$  возможных маршрутов, один из которых или несколько дают минимальные издержки (в рассматриваемых

задачах – это доза облучения). Затем исследования переключились на *задачу курьера* (ЗК с условиями предшествования) и на *обобщенную задачу курьера*. В исследованиях сначала доминировал метод динамического программирования (МДП) с предварительной редукцией ограничений, что было оригинальным элементом. Затем построены варианты метода итераций, использующие перестраиваемые модели ЗК и задачи курьера и реализующие систему улучшающихся двусторонних оценок глобального экстремума. Построен метод, не использующий насчитывание всего массива значений функции Беллмана и не проигрывающий в качестве.

Особенностью прикладных инженерных задач являются ограничения, например, «условия предшествования», требующие выполнять некоторые задания после других. Эти ограничения, затрудняющие применение стандартных методов дискретной оптимизации (например, метода ветвей и границ), оказалось возможным использовать для сокращения перебора при вычислительной реализации точных методов решения.

Пусть имеется  $N$  объектов, которые нужно посетить и выполнить там работы. Обозначим через  $\alpha(k)$  перестановку из  $N$  чисел  $1, 2, \dots, N$ , которая задает очередность посещения объектов;  $\dot{H}_i$  – мощность дозы, а  $t_i$  – время нахождения персонала в  $i$ -ой изодозной области;  $c_{ij}$  – доза облучения, получаемая при перемещении от объекта  $i$  к  $j$ . Суммарная доза облучения при заданной очередности обхода объектов  $\alpha$  будет задаваться выражением

$$\sum_{i=1}^n (\dot{H}_{\alpha(i)} \times t_{\alpha(i)} + c_{\alpha(i-1)\alpha(i)}). \quad (1)$$

В (1) величина  $\sum_{i=1}^n \dot{H}_{\alpha(i)} \times t_{\alpha(i)}$ , задающая суммарную дозу облучения при работе на объекте, не зависит от порядка обхода объектов. При минимизации функционала (1) по  $\alpha$  минимизируется только «транзитная составляющая»

$$\sum_{i=1}^n c_{\alpha(i-1)\alpha(i)}. \quad (2)$$

В задаче минимизации дозы облучения при демонтаже минимизируемый функционал зависел не только от «транзитной составляющей» но и от дозы, полученной при демонтаже.

*Задача коммивояжера.* Фиксируем начальный пункт (базу), которому присваивается индекс 0, а терминальное состояние определяется индексом  $j \in \overline{1, N}$ , получаемым при выборе маршрута в виде перестановки в  $\overline{1, N}$ , т.е. фиксируем начало и окончание процесса.

Считаем заданной матрицу  $(A_{i,j} \geq 0; i \in \overline{0,N}, j \in \overline{1,N})$  стоимостей. Пункты посещения называем городами и отождествляем с индексами из  $\overline{1,N}$ . Если  $i \in \overline{0,N}$  и  $j \in \overline{1,N}$ , то  $A_{i,j}$  интерпретируется как стоимость перемещения  $i \rightarrow j$ . Маршруты – перестановки в  $\overline{1,N}$ , т.е. упорядоченные наборы  $(i_1, \dots, i_N)$ , где  $i_t \in \overline{1,N}$ ; при этом значения  $i_t$  попарно различны. Выбор такого маршрута означает цепочку перемещений

$$0 \rightarrow i_1 \rightarrow \dots \rightarrow i_N, \quad (3)$$

которые начинаются из базы и заканчиваются в городе с номером  $i_N$ . Тогда звено  $(i_t, i_{t+1})$ , где  $t \in \overline{1, N-1}$ , оценивается затратами  $A_{i_t, i_{t+1}}$ ; начальное перемещение оценивается стоимостью  $A_{0, i_1}$ .

Считаем заданным  $N$ -мерный вектор с неотрицательными компонентами  $\kappa_1, \dots, \kappa_N$ . Стоимость маршрута (3) есть сумма

$$A_{0, i_1} + \sum_{t=1}^{N-1} A_{i_t, i_{t+1}} + \kappa_{i_N} \in [0, \infty] \quad (4)$$

Рассматриваем минимизацию стоимости (4) путем рационального выбора маршрута (3). Общее число маршрутов есть  $N!$ ; оно быстро увеличивается с ростом  $N$ , что затрудняет перебор вариантов. Считаем города точками метрического пространства (плоскость или трехмерное пространство). Тогда расстояние можно принимать евклидовым, что с точки зрения (4) отвечает задаче на минимум длины ломаной.

Для метрических вариантов ЗК, разработано немало приближённых алгоритмов, позволяющих решать задачи большой размерности с заданным уровнем погрешности (оптимальные алгоритмы доставляют экстремум точно, но хорошо “работают”, когда  $N$  невелико). При решении задач большой размерности, необходимо применять разнообразные эвристики. Структуру эвристик можно сформировать на основе теоретических конструкций, соответствующих оптимальным методам; здесь можно отметить уравнения Беллмана в МДП.

Замечательным свойством зависимости

$$(i, K) \rightarrow v(i, K) \quad (5)$$

является то, что её можно построить по слоям, соответствующим каждой работе со “списками” фиксированной мощности, используя следующее правило: если  $i \in \overline{0,N}$ , а  $K, K \subset \overline{1,N}$ , есть непустой “список”, то

$$v(i, K) = \min_{k \in K} [A_{i, k} + v(k, K \setminus \{k\})]. \quad (6)$$

Выражение (6) есть уравнение Беллмана, определяющее эволюцию экстремумов “частичных” или укороченных вариантов ЗК; при этом

$$V = v(0, \overline{1, N}). \quad (7)$$

С использованием краевого условия

$$v(i, \emptyset) = k_i \quad \forall i \in \overline{0, N}$$

применяя (6) и (7), можно определить всю зависимость (5), включая глобальный экстремум основной задачи. Знание зависимости (4) позволяет легко построить оптимальный маршрут. Из (6), (7) имеем равенство

$$V(i, K) = \min_{k \in \overline{1, N}} [A_{0,k} + v(k, \overline{1, N} \setminus \{k\})]. \quad (8)$$

Выбираем  $\mathbf{i}_1 \in \overline{1, N}$  из условия минимума (8):

$$V = A_{0, \mathbf{i}_1} + v(\mathbf{i}_1, \overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_1\}). \quad (9)$$

Перемещаемся в город с номером  $\mathbf{i}_1$ , располагая при этом “списком”

$$\overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_1\}$$

невыполненных заданий. Возвращаясь к (6), получаем равенство

$$v(\mathbf{i}_1, \overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_1\}) = \min_{k \in \overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_1\}} [A_{\mathbf{i}_1, k} + v(k, \overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_1, k\})] \quad (10)$$

С учетом (10) выбираем  $\mathbf{i}_2 \in \overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_1\}$  из условия минимума:

$$v(\mathbf{i}_1, \overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_1\}) = A_{\mathbf{i}_1, \mathbf{i}_2} + v(\mathbf{i}_2, \overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_1; \mathbf{i}_2\})$$

Используя (9), получаем равенство

$$V = A_{0, \mathbf{i}_1} + A_{\mathbf{i}_1, \mathbf{i}_2} + v(\mathbf{i}_2, \overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_1; \mathbf{i}_2\}).$$

Дальнейшие построения аналогичны и приводят к реализации маршрута

$$(\mathbf{i}_1, \mathbf{i}_2, \dots, \mathbf{i}_N)$$

для которого справедливо цепочка равенств

$$\begin{aligned} V &= A_{0, \mathbf{i}_1} + A_{\mathbf{i}_1, \mathbf{i}_2} + \dots + A_{\mathbf{i}_{N-1}, \mathbf{i}_N} + v(\mathbf{i}_N, \overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_j; j \in \overline{1, N}\}) = \\ &= A_{0, \mathbf{i}_1} + A_{\mathbf{i}_1, \mathbf{i}_2} + \dots + A_{\mathbf{i}_{N-1}, \mathbf{i}_N} + v(\mathbf{i}_N, \emptyset) = \\ &= A_{0, \mathbf{i}_1} + A_{\mathbf{i}_1, \mathbf{i}_2} + \dots + A_{\mathbf{i}_{N-1}, \mathbf{i}_N} + k_{\mathbf{i}_N}. \end{aligned} \quad (11)$$

*Задача маршрутизации с ограничениями и зависимостью функций стоимости от списка заданий.* Процесс перемещения между пунктами  $\Pi_1, \dots, \Pi_N$ , где  $N$  — заданное натуральное число ( $N > 2$ ), начинается из начального пункта  $\Pi_0$ . Очередность посещений может быть различной

$$\Pi_0 \rightarrow \Pi_{i_1} \rightarrow \dots \rightarrow \Pi_{i_N} \quad (12)$$

где индексы  $i_j$ ,  $1 \leq i_j \leq N$ , — попарно различны и подчинены ограничениям в виде условий предшествования: может быть задана такая пара индексов  $p, q$ ,

$$1 \leq p \leq N, 1 \leq q \leq N,$$



что для номеров  $k$  и  $l$ ,

$$1 \leq k \leq N, 1 \leq l \leq N,$$

реализующих  $p$  и  $q$  в виде

$$p = i_k, q = i_l$$

справедливо неравенство  $k < l$ . Это соответствует представлению пунктов с индексами  $p$  и  $q$  как “отправителя” и “получателя” груза, т.е. “отправитель” должен посещаться раньше “получателя”.

Рассмотрим случай, когда на  $j$ -м шаге ( $0 \leq j \leq N-1$ ) функция стоимости зависит от всего списка индексов  $i_{j+1}, \dots, i_N$ , который соответствует заданиям, не выполненным на момент  $j$ -го перемещения, т.е.  $i_j \rightarrow i_{j+1}$ . При этом человек подвергается облучению от не демонтированных элементов.

В общем случае при демонтаже  $N$  объектов в последовательности  $\alpha(1), \alpha(2), \dots, \alpha(N)$ , где  $\alpha$  - перестановка из  $\overline{1, N}$ , суммарная доза облучения  $E$  составит:

$$E = t_{\alpha(1)}(\dot{H}_{\alpha(1)} + \dot{H}_{\alpha(2)} + \dots + \dot{H}_{\alpha(N)}) + t_{\alpha(2)}(\dot{H}_{\alpha(2)} + \dot{H}_{\alpha(3)} + \dots + \dot{H}_{\alpha(N)}) + \dots + t_{\alpha(N)}\dot{H}_{\alpha(N)}, \quad (13)$$

где  $\dot{H}_{\alpha(i)}$  — мощность дозы излучения, создаваемая  $i$ -м элементом;  $t_{\alpha(i)}$  — время демонтажа  $i$ -го элемента (в данной задаче  $t_{\alpha(1)}$  не зависит от номера последующего демонтируемого объекта, т.к. временем перемещения между объектами пренебрегаем). При демонтаже объекта №1 исключается его воздействие в виде мощности дозы излучения  $\dot{H}_{\alpha(1)}$ , при демонтаже объекта №2 -  $\dot{H}_{\alpha(2)}$  и т.д. При демонтаже  $i$ -го объекта исключается его воздействие  $\dot{H}_{\alpha(i)}$ .

Так, вычислительный эксперимент для простейшего случая ( $N=4$ ) выявил среди 24 возможных вариантов последовательности демонтажа оптимальный ( $2 \rightarrow 1 \rightarrow 4 \rightarrow 3$ ) с минимальными ДЗ (рис. 12).

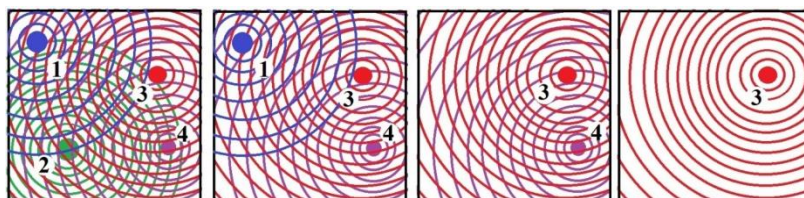


Рис. 12. Схема воздействия радиационных полей от объектов в процессе демонтажа

В примере не учитывается «транзитная составляющая». Если же ее вклад значим, то к выражению (13) следует добавить (2).

*Демонтаж.* Рассмотрим случай демонтажа радиоактивных объектов по мере развития маршрута. На момент очередного перемещения облучение



вызывают только не демонтированные объекты. При перемещении из города  $i$  в город  $j$  (в которых проводим демонтаж) имеем «список»  $K, K \subset \overline{1, N}$ , невыполненных заданий; при этом  $i \notin K$  и  $j \in K$ . Тогда воздействие источников на человека, совершающего перемещение  $i \rightarrow j$ , где  $i \in \overline{0, N}$ ,  $j \in \overline{1, N}$  и  $i \neq j$  должно оцениваться неотрицательным числом  $A_{i,j}[K]$ , характеризующим интегрально воздействие источников с номерами из «списка»  $K$ . Должна быть объёмная матрица с коэффициентами  $A_{i,j}[K]$  для использования их в (6) в качестве индивидуальных ДЗ. Список заданий на каждом перемещении - «свой», зависящий от маршрута. Если при этом (см.(5))

$$(i_1, \dots, i_N) \quad (14)$$

есть какой-либо маршрут (перестановка индексов из  $\overline{1, N}$ , то (6) следует заменить в качестве стоимости маршрута (14) величиной

$$A_{0,i_1}[\{1; \dots; N\}] + \sum_{t=1}^{N-1} A_{i_t, i_{t+1}}[\{i_{t+1}; \dots; i_N\}] + k_{i_N} \in [0, \infty] \quad (15)$$

Рассматриваемая задача сводится к минимизации значения (15) посредством перебора всех возможных маршрутов (14). Она заменяет «обычную» ЗК.

Задача минимизации значений (15) – основная, характеризуемая экстремумом  $V \in [0; \infty]$ :  $V$  есть наименьшее значение из всех величин (15) при переборе возможных маршрутов (14). Решение основной задачи сводится к определению  $V$  и нахождению оптимального маршрута.

Для нахождения экстремума  $V$  использовалась процедура на основе МДП, содержащая особенность, связанную с зависимостью матрицы затрат от списка заданий.

Наряду с основной, рассматриваем укороченные маршрутные задачи, которые определяются аналогично, как и в обычной задаче коммивояжера. Каждому частичному маршруту  $(i_1, \dots, i_n)$  сопоставляется стоимость

$$A_{i_1, i_1}[K] + \sum_{t=1}^{n-1} A_{i_t, i_{t+1}}[\{i_{t+1}; \dots; i_n\}] + k_{i_n} \in [0, \infty[ \quad (16)$$

в случае  $n \geq 2$ ; при  $n = 1$  маршрут  $i_1, \dots, i_n$  (сводящийся к индексу  $i_1$ ) оценивается величиной

$$A_{i_1, i_1}[K] + k_{i_1} = A_{i_1, i_1}[\{i_1\}] + k_{i_1} \in [0, \infty[. \quad (17)$$

При  $n \geq 2$  через  $v(\mathbf{i}, K)$  обозначаем наименьшее значение (14) при переборе всех (частичных) маршрутов  $(i_1, \dots, i_n)$ ; при  $n = 1$  отождествляем  $v(\mathbf{i}, K)$  с величиной (17).

Если  $\mathbf{i} \in \overline{0, N}$  и  $K = \emptyset$ , то полагаем, что  $\mathbf{v}(\mathbf{i}, K) = \mathbf{v}(\mathbf{i}, \emptyset) = k_i$ . Таким образом, определен массив всевозможных значений  $\mathbf{v}(\mathbf{i}, K)$ , а  $K$  какой-либо “список” заданий, т.е.  $K \subset \overline{1, N}$ . При этом, как легко видеть,

$$\mathbf{V} = \mathbf{v}(0, \overline{1, N}) \quad (18)$$

Таким образом, введена функция Беллмана, поведение которой характеризуется следующим уравнением (уравнение Беллмана): если  $\mathbb{K}$  — непустой “список” (т.е.  $\mathbb{K}$  — непустое п/м  $\overline{1, N}$ ), а  $i \in \overline{0, N} \setminus \mathbb{K}$ , то

$$\mathbf{v}(i, \mathbb{K}) = \min_{j \in \mathbb{K}} [A_{i,j}[\mathbb{K}] + \mathbf{v}(j, \mathbb{K} \setminus \{j\})] \quad (19)$$

Выражение (19) аналогично уравнению (6), но отличается использованием “объемной” матрицы затрат. На основе (19) можно осуществить построение оптимального маршрута, имея в виду следующее правило: если мы “находимся” в городе с номером  $\mathbf{i} \in \overline{0, N}$  и  $\mathbb{K}, \mathbb{K} \subset \overline{1, N}$ , есть некоторый непустой список заданий, подлежащих выполнению, то выбор очередного задания из списка  $\mathbb{K}$ , т.е.  $\mathbf{j} \in \mathbb{K}$ , следует выполнять так, что при этом

$$A_{i,j}[\mathbb{K}] + \mathbf{v}(j, \mathbb{K} \setminus \{j\}) = \min_{j \in \mathbb{K}} [A_{i,j}[\mathbb{K}] + \mathbf{v}(j, \mathbb{K} \setminus \{j\})]$$

В качестве  $\mathbf{j}$  следует выбирать решение задачи

$$A_{i,j}[\mathbb{K}] + \mathbf{v}(j, \mathbb{K} \setminus \{j\}) \rightarrow \min, j \in \mathbb{K} \quad (20)$$

Задача (20) решается сначала при  $\mathbf{i} = 0, \mathbb{K} = \overline{1, N}$ ; затем после нахождения  $\mathbf{i}_1 = \mathbf{j}$  рассматривается вариант (20), для которого  $\mathbf{i} = \mathbf{i}_1$  и  $\mathbb{K} = \overline{1, N} \setminus \{\mathbf{i}_1\}$ . Последующие операции по построению оптимального маршрута аналогичны.

Задача оптимизации последовательности демонтажа с ограничениями в виде условий предшествования потребовала разработки специального подхода, сокращающего число возможных вариантов «обхода».

Применим разработанный алгоритм для системы из 18 демонтируемых блоков (рис.13). Условие предшествования «1-2» означает, что объект №2 можно демонтировать только после объекта №1. Поэтому, из рассмотрения исключаются маршруты с «недопустимыми» обратными переходами.

Результаты вычислительного эксперимента показали, что для данного примера ДЗ при оптимальной последовательности демонтажа меньше максимального значения (при самой неблагоприятной последовательности) с учетом условий предшествования на 28,7% и на 46,7% - при отсутствии условий предшествования.

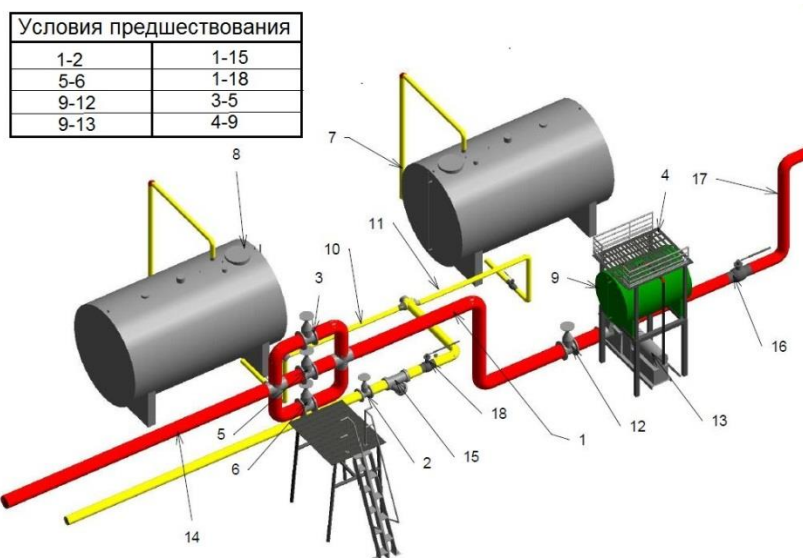


Рис. 13. Модель демонтируемой системы из 18 радиоактивных объектов

**Задача дозиметриста** сформулирована автором диссертации в процессе анализа опытной эксплуатации подсистемы автоматизированной обработки данных нерегламентных измерений радиационной обстановки на энергоблоках I очереди Белоярской АЭС для оптимизации маршрута дозиметриста при выполнении измерений. Совместно с Григорьевым А.М. (ИММ УрО РАН) разработан алгоритм построения оптимального маршрута дозиметриста с посещением задаваемых точек для определения параметров радиационной обстановки (измерение мощности дозы, взятие проб и т.д.). Для нахождения функций стоимостей с учетом обхода препятствий, использовался метод Дейкстры для нахождения кратчайшего пути в графе (рис.14). Задавалась сетка на плоскости, строился связанный граф (а), из которого удалялись все ребра и вершины, попадающие в область препятствий (б), определялся оптимальный маршрут (в).

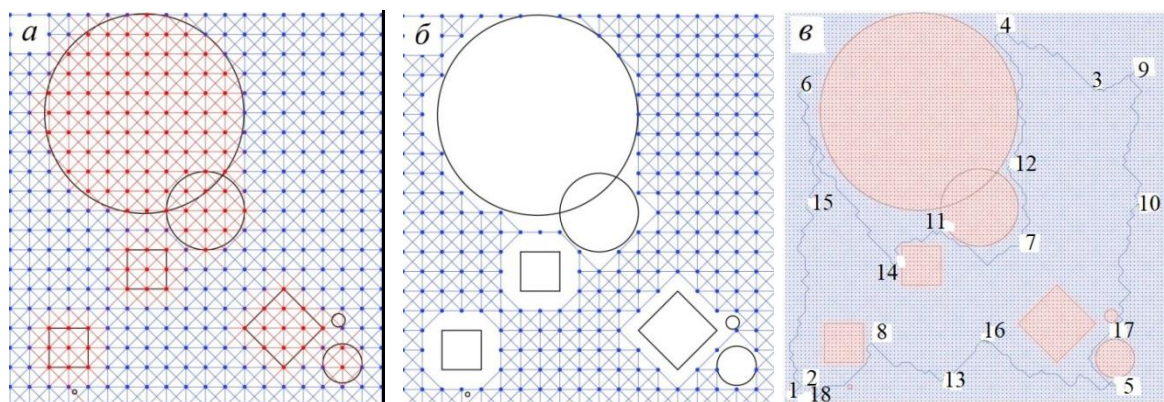


Рис. 14. Этапы нахождения оптимального маршрута для обхода 18 точек

Промышленные испытание демонстрационной программы, реализующей разработанный алгоритм в условиях Белоярской АЭС, подтвердили ее эффективность.

*Задача маршрутизации перемещений с неаддитивным агрегированием затрат.* Рассматриваемая постановка содержит существенные отличия от ЗК не только количественного, но и качественного характера.

Пусть, в определенном районе есть  $N$  точек радиационно-опасных объектов, которые нужно демонтировать («выключить»). В первый день работники демонтируют первый объект, получая дозу от всех существующих объектов. На второй день демонтируется следующий объект. Каждый день работа начинается в месте завершения работы в накануне. Демонтированный объект перестает быть источником излучения. На  $N$ -й день демонтируют последний объект. Каждый работник получает ежедневно дозу облучения, которая не должна превышать установленную. Необходимо определить порядок демонтажа с минимальной дневной дозой облучения.

Для решения используем вариант задачи «на узкие места» (неаддитивный критерий качества). Пусть задана очередность обхода объектов  $\alpha$  (маршрут обхода  $N$  мегаполисов). Каждый радиоактивный объект находится внутри соответствующего мегаполиса. Точки входа и выхода мегаполиса  $M_i$  будем обозначать двумерным вектором  $z_i$ , с координатами  $(pr_1(z_i), pr_2(z_i))$ , первая координата есть точка входа в мегаполис  $M_i$ , а вторая - точка выхода. Содержательно, это те точки (например, двери), через которые мы можем подойти к  $i$ -тому источнику излучения. Максимальное значение дозы по маршруту  $\alpha$ :

$$G_\alpha[z] = \max_{k \in \overline{1, N}} \left[ c \left( pr_2(z_{k-1}), pr_1(z_k), \alpha(\overline{k, N}) \right) + c_{\alpha(k)} \left( z_k, \alpha(\overline{k, N}) \right) \right] \quad (21)$$

Первое слагаемое задает «транзитную» дозу, получаемую при перемещении от  $\alpha(k-1)$  объекта к  $\alpha(k)$  объекту, а второе - дозу облучения при демонтаже  $\alpha(k)$  объекта.

Требуется определить порядок выполнения однодневных циклов работ с целью «ликвидации» радиоактивных объектов на опасной территории  $\alpha$ , при котором максимальная дневная доза будет принимать наименьшее значение. Математически задачу можно сформулировать в виде

$$V := \min_{(\alpha, z) \in D} G_\alpha[z],$$

где  $D$  определяется как множество всех допустимых маршрутов  $\alpha$  и соответствующих этим маршрутам точек входа-выхода в мегаполисах. Для задачи создан вариант динамического программирования с учетом условий предшествования.

**В шестой главе** рассмотрены примеры научно-технических решений прикладных задач атомной энергетики по минимизации ДЗ персонала, реализованных в ходе диссертационного исследования: оптимизация сетевых графиков замены парогенераторов (ПГ) АЭС, разработка устройств для заморозки натрия и быстросъемной комбинированной тепловой и РЗ, мобильной сборной биологической защиты, дополнительного экранирования для повышения емкости контейнеров по сорбированной активности  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$ , 3D-моделей радиационно-опасных помещений и оборудования.

*Оптимизации сетевого графика замены ПГ АЭС с ВВЭР-1000 с использованием аппарата нелинейного математического программирования.* Для разработки алгоритма расчета работы по замене ПГ были укрупнены по специализации работников (демонтажные и монтажные, сварочные, контрольные и т.д.) до семи этапов (рис.15).

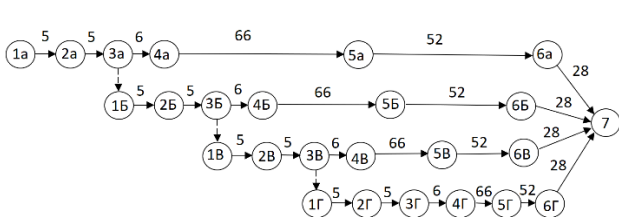


Рис.15 Исходная сетевая модель задачи: 1-2 – демонтаж ПГ; 2-3 – установка нового ПГ; 3-4 – приварка главного циркуляционного трубопровода; 4-5 – приварка парового коллектора и паропровода; 5-6 – приварка трубопроводов обвязки ПГ; 6-7 – завершающие работы на ПГ

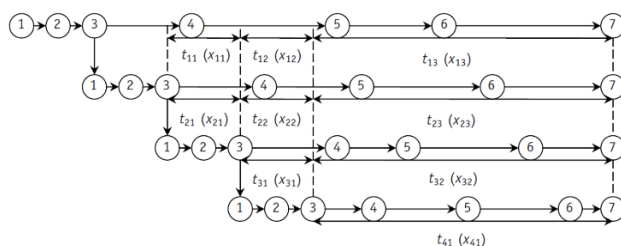


Рис. 16 Оптимизированный сетевой график замены четырех ПГ:  $t_{ij}$  – продолжительность выполнения  $j$ -го этапа работ на  $i$ -м ПГ;  $x_{ij}$  – общее количество человек, работающих на  $j$ -м этапе работ по замене  $i$ -го ПГ (в течение суток);  $t_{11} = t_{12} = 10$  суток

По исходному графику продолжительность замены четырех ПГ ( $t_{кр}$ ) составляет 192 суток. При заданном количестве работников минимизировать сроки замены ПГ можно перераспределением специалистов между работами на отдельных ПГ с одновременным окончанием работ на всех ПГ (рис. 16).

Математическая модель задачи. Обозначим через  $M$  трудоемкость всех работ с 3 по 7 событие на одном ПГ:  $M = 45 \cdot \sum_{i=3}^6 t_{i,i+1}$  ,  $t_{i,i+1}$  – продолжительность

работ с  $i$ -го по  $i+1$  событие,  $x_{ij}$  – количество работающих на  $j$ -м этапе работ по замене  $i$ -го ПГ в течение суток.

На основании графика (рис.16) составим (22)-(24), определяющие время работ на ПГ1-ПГ3, которое не должно превышать время работ с 3 по 7 событие на ПГ4.

$$\frac{M - 45 \cdot 10 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12}}{x_{13}} \leq \frac{M}{x_{41}} \quad (22)$$

$$\frac{M - 10 \cdot x_{21} - 10 \cdot x_{22}}{x_{23}} \leq \frac{M}{x_{41}} \quad (23)$$

$$\frac{M - 10 \cdot x_{31}}{x_{32}} \leq \frac{M}{x_{41}} \quad (24)$$

$$\begin{cases} x_{11} + x_{21} = 90 \\ x_{12} + x_{22} + x_{31} = 135 \\ x_{13} + x_{23} + x_{32} + x_{41} = 180 \end{cases} \quad (25)$$

$$f = \frac{M}{x_{41}} \quad (26)$$

Из условия максимальной численности бригады 45 человек запишем (25). Введем функционал (26), задающий время выполнения работ на последнем ПГ и с учетом (22)-(24) определяющий время завершения всех работ. В результате имеем задачу нелинейного программирования: требуется минимизировать функционал (26) при выполнении условий (22)-(25) и неотрицательности всех переменных.

Численное решение показало, что минимум функционала (26) будет при реализации точного равенства в (22)-(24). Найдены 9 вариантов оптимального распределения, в том числе дробные, означающие переход работников между ПГ в течение смены, что недопустимо. После введения ограничений, найден один вариант, позволяющий сократить срок замены 4-х ПГ на 15 суток (на 7,8% относительно запланированной). При этом работы на разных ПГ будут заканчиваться с некоторым сдвигом.

**Заморозка и охлаждение натрия.** Для повышения эффективности заморозки участков натриевых трубопроводов, снижения ДЗ автором диссертации предложена концепция устройства, основным элементом которой является разъемный цилиндрический кожух с патрубком подвода сжатого воздуха, устанавливаемый на охлаждаемый участок трубопровода. Сжатый воздух, проходя по кольцевому пространству между кожухом и натриевым трубопроводом, охлаждает натрий и выходит через торцевой кольцевой зазор.

На основании моделирования процесса охлаждения натрия с использованием программного комплекса SolidWorks определены оптимальные характеристики устройства.

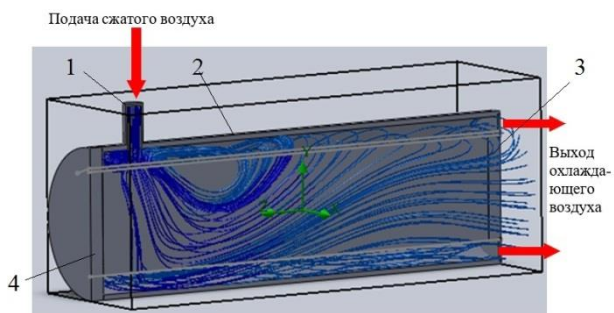


Рис. 17. Разрез модели и распределение потоков воздуха внутри кожуха: 1 – патрубок входа сжатого воздуха; 2 – кожух; 3, 4 – торцевые крышки модели

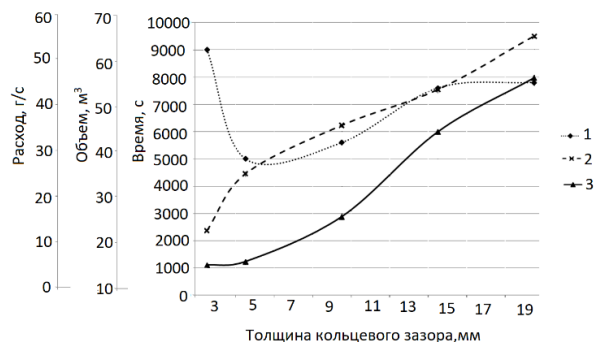


Рис. 18. Зависимость времени охлаждения (1), расхода (2) и потребного объема (3) охлаждающей среды от величины кольцевого зазора

Результаты моделирования режима охлаждения для трубопровода подачи натрия I контура на очистку ( $\varnothing 219 \times 11$ ) показывают, что температура участка, примыкающего к заменяемой арматуре, снизилась до  $45\text{ }^{\circ}\text{C}$  через три часа охлаждения с помощью устройства. В реальных условиях при замене запорной арматуры на системе очистки натрия первого контура БН-600 в рамках ПСЭ время снижения температуры до  $60\text{ }^{\circ}\text{C}$  путем обдува охлажденным воздухом занимало  $\approx 2$  сут.

На основании полученных результатов получены два патента на полезные модели. Подана заявка на изобретение «Устройство для заморозки жидкого натрия в трубопроводах АЭС» 2021 127 766.

*Быстросъемная комбинированная радиационная и тепловая защита.* На основании опыта внедрения на АЭС блочной (быстросъемной) тепловой изоляции (БСТИ) выполнен сравнительный анализ обычной и БСТИ по трудозатратам на монтаж и демонтаж, соответственно и ДЗ. Для трубопроводов с высокотемпературной средой разработана конструкция быстросъемной комбинированной радиационной и тепловой защиты, предназначенная для снижения ДЗ путем экранирования и уменьшения времени пребывания в радиационных полях (рис. 19). Получен патент на изобретение.

Устройства могут быть использованы в качестве постоянного экранирования трубопроводов в местах периодического пребывания людей.

*Сборная биологическая защита.* Для обеспечения защиты персонала при работах в радиационно-опасных помещениях, насыщенных оборудованием и



трубопроводами, при аварийно-восстановительных работах разработана концепция и конструкционное решение сборной биологической защиты.

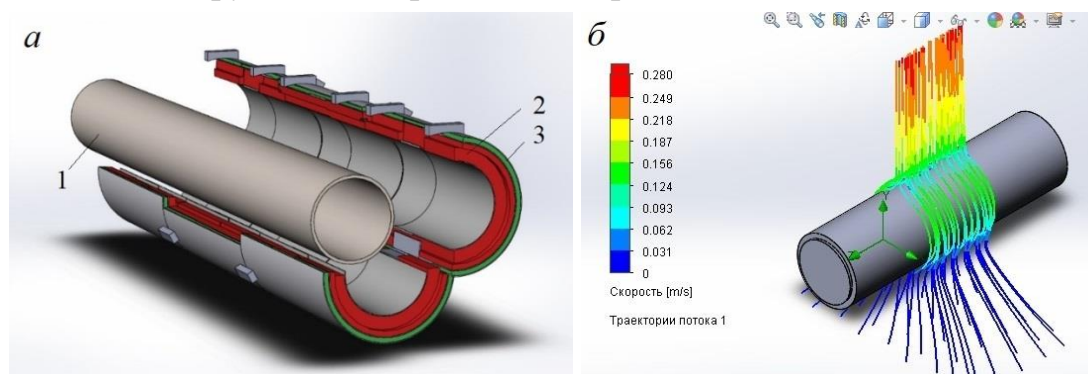


Рис. 19. Быстросъемная комбинированная тепловая и радиационная защита (а) и моделирование естественной циркуляции воздуха, окружающего трубопровод с защитой (б): 1 – трубопровод; 2 – теплоизоляционный материал; 3 – РЗМ

При разработке защиты проведены: построение 3D-модели, выполнение на ее основе чертежей в программном обеспечении AutoCAD 2020; определение оптимального состава элементов защиты; печать модели на 3D-принтере Anet А6 (рис.20); изготовление макетов помещений для демонстрации работы защиты. Получен патент на изобретение.

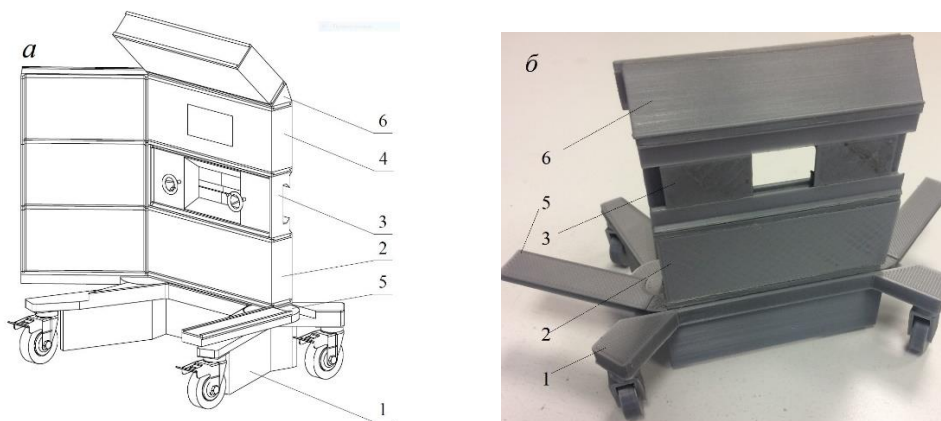


Рис. 20. Чертеж (а) и 3D-модель (б) сборной мобильной биологической защиты: 1 – основание; 2 – основные блоки; 3 – блок с защитными шторками; 4 – блок с защитным стеклом; 5 – поворотные консоли для боковой защиты; 6 – переходные элементы

*Повышение емкости контейнеров по активности РАО.* Для переработки ЖРО расширяется применение композитных неорганических сорбентов, обусловленное их высокой способностью концентрировать радионуклиды из большого объема жидкости в небольшом объеме сорбента. Радиоизотопы переходят из жидкости в сорбент, увеличивая его удельную активность. Возникает проблема безопасного хранения сорбента с высокой активностью в местах переработки, при транспортировке и хранении. НПП "ЭКСОРБ" разработало технологию COREBRICK™, позволяющую кондиционировать



ЖРО и безопасно хранить твердые отходы, проект создания которой выполняется при поддержке Фонда Содействия Инновациям, в сотрудничестве с УралЭНИН УрФУ и АО «ВНИИАЭС».

В 2019 г. при подготовке к испытаниям и сооружении опытной установки под научным руководством автора диссертации проведены исследования и моделирование дополнительного экранирования для повышения емкости контейнеров по сорбированной активности  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$ . В результате минимизированы затраты и потребное количество контейнеров для переработки полного объема ЖРО БН-350. В 2020 г. на опытной установке Corebrick НПП «Эксорб» очищено более  $3 \text{ м}^3$  ЖРО при соблюдении требований радиационной безопасности. В результате активность ЖРО по  $^{137}\text{Cs}$  снижена с 78 МБк/л до 20 Бк/л; по  $^{60}\text{Co}$  – с 10 кБк/л до менее 400 Бк/л. (Акт о внедрении, НПП «ЭКСОРБ»).

Разработка 3D-моделей радиационно-опасных помещений и оборудования является перспективным направлением сокращения времени выполнения работ и, соответственно, минимизации ДЗ персонала. В главе рассматривается разработка демонстрационных 3D-моделей радиационно-опасных помещений блока с реактором БН-600, с помощью учебных версий программ Autodesk Revit и Autodesk 3ds Max (рис.21).



Рис. 21. Примеры визуализации помещения энергоблока БН-600

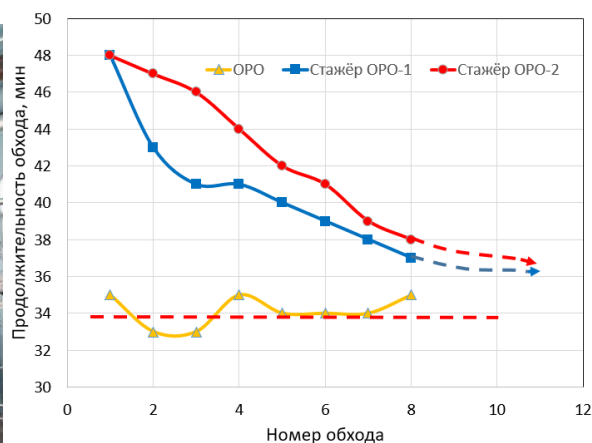


Рис. 22. Влияние использования обучения на время выполнения работ

На основе 3D-моделей создаются видеофайлы (например, видеообход) и изображения отдельные оборудования. Для оценки эффективности их использования для подготовки персонала проведены замеры времени обходов оборудования по регламентному маршруту оператором реакторного отделения (ОРО) при приёмке смены. Сравнивались результаты ОРО со стажем работы

более 10 лет, операторов РО, проходящих стажировку на должность при использовании активных методов обучения в виде 3D-моделей (ОРО-1) и без них (ОРО-2). Для каждой группы проводилось по 8 контрольных замеров (рис.22). Результаты эксперимента идентичны конфигурации «кривой обучения»<sup>8</sup>.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Итогом диссертационной работы являются научно-обоснованные технические решения, повышающие эффективность реализации принципа оптимизации РЗ персонала на этапах жизненного цикла АЭС, имеющие важное социально-экономическое значение – обеспечение приемлемости ядерной энергетики, как основного низкоуглеродного энергоисточника, обладающего гарантированной безопасностью, экономической устойчивостью и конкурентоспособностью, отсутствием ограничений по сырьевой базе, экологической устойчивостью (малоотходностью). Разработанные научно-технические решения будут использованы для оптимизации состава композитных РЗМ; сокращения времени пребывания в радиационных полях за счет использования специальных приспособлений, подготовки персонала с использованием виртуальных технологий; маршрутной оптимизации работ в неоднородных радиационных полях при эксплуатации, включая ремонт, ПСЭ, и демонтаже радиоактивных систем при ВЭ АЭС.

В результате выполненной работы получены следующие результаты:

1. Проведено исследование ДЗ и потенциала оптимизации РЗ персонала на этапах жизненного цикла АЭС.
2. Проведено комплексное исследование и анализ организации работ по ПСЭ РУ БН-600, сформулированы рекомендации по их оптимизации и минимизации радиационных нагрузок на персонал.
3. Сформулированы подходы к ВЭ РУ БН-600, исходя из особенностей интегральной компоновки I контура.
4. Проведены расчетно-экспериментальные исследования композитных РЗМ на органической и неорганической основе с различным составом наполнителей по отношению к  $\gamma$ -излучению. Разработан алгоритм проектирования и оптимизации состава композитных полимерных РЗМ применительно к планируемым условиям облучения.

---

<sup>8</sup> Практическая реализация методологии ALARA на АЭС. Методическое пособие. – М.: «Росэнергоатом». – 1999. – 186 с.

5. Проведены расчетно-экспериментальные исследования природных неорганических минералов для оптимизации состава РЗ для хранения и захоронения РАО.
6. Проведено пилотное исследование ослабляющих свойств гомогенных РЗМ на органической основе для формирования программы комплексных испытаний по отношению к смешанному  $\gamma$ - и нейтронному излучению на ИЯУ ИВВ-2М
7. Проведено моделирование дополнительного внутреннего экранирования контейнеров при переработке ЖРО на опытной установке ионоселективной сорбции Corebrick (НПП «ЭКСОРБ») в Актау (РУ БН-350) для повышения емкости по сорбированной активности  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$ .
8. Разработаны конструкции быстросъемных устройств тепловой и радиационной защиты трубопроводов с радиоактивными средами, заморозки натрия в трубопроводах для повышения безопасности и минимизации дозовых затрат персонала (получены 1 патент на изобретение и 2 на полезные модели).
9. Разработаны алгоритмы маршрутной оптимизации работ в неоднородных радиационных полях. Проведены вычислительные эксперименты на суперкомпьютере «Уран».
10. Получены новые теоретические результаты, по точным и приближенным методам решения маршрутных задач с усложненным критерием, включающим внутренние работы.
11. Разработана мобильная сборная биологическая защита персонала от ионизирующего излучения при ремонте и при ликвидации последствий радиационных аварий (получен патент на изобретение).
12. Разработаны демонстрационные версии 3D-моделей помещений АЭС для подготовки персонала для сокращения времени пребывания в радиационных полях.
13. Разработаны учебно-методические материалы по оптимизации радиационной защиты и внедрены в процесс подготовки и профессиональной переподготовки специалистов.
14. Материалы диссертационного исследования вошли в 2 монографии, 5 учебников, 9 учебных пособий, 292 публикации и внедрены в учебный процесс подготовки специалистов в области использования атомной энергии в Уральском федеральном университете, Нижегородском государственном техническом университете, Томском политехническом университете (Акты о внедрении).

**Перспективы дальнейшей разработки темы исследования** заключаются в развитии следующих направлений:

- комплексные исследования органо-металлических РЗМ по отношению к смешанному гамма- и нейтронному излучению;
- повышение емкости защитных контейнеров по активности размещаемых в них РАО с использованием металлических низкоактивных РАО и отходов производства;
- интеграция методов маршрутной оптимизации работ в неоднородных радиационных полях с 3D-моделированием;
- разработка новых композитных РЗМ на основе бетонов, стеклянных систем, полимеров и др.;
- Расчетно-экспериментальные исследования радиационно-защитных свойств местных природных минералов (Египет, Иордания и др.).

#### **Основные публикации по теме диссертации**

*Статьи, опубликованные в рецензируемых научных журналах и изданиях, определённых ВАК РФ и Аттестационным советом УрФУ:*

1. **Ташлыков О.Л.** Анализ повреждаемости парогенераторов, обогреваемых водой под давлением, с точки зрения контролируемого продления ресурса до замены парогенераторов / **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин, А.А. Кадников // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №4. – С.93-102. 0,74 п.л./0,37 п.л.
2. Евжик Н.И. Оптимизация сетевых графиков замены парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 с использованием аппарата нелинейного математического программирования / Н.И. Евжик, А.Н. Сесекин, **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин, А.А. Кадников // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – №4. – С. 121-127. 0,48 /0,24 п.л.
3. **Ташлыков О.Л.** Разработка оптимальных алгоритмов вывода АЭС из эксплуатации с использованием методов математического моделирования / **О.Л. Ташлыков**, А.Н. Сесекин, С.Е. Щеклеин, А.Г. Ченцов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №2. – С. 115-120. 0,52 п.л./0,26 п.л.
4. Балужкин Ф.А. Использование метода динамического программирования для оптимизации демонтажа оборудования энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации, с целью минимизации облучения / Ф.А. Балужкин, А.Н. Сесекин, **О.Л. Ташлыков**, И.Б. Чеблоков, С.Е. Щеклеин, А.Г. Ченцов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №4. – С.169-176. 0,75 п.л./0,24 п.л.

5. Наумов А.А. Минимизация дозовых затрат при ремонтном обслуживании систем и оборудования АЭС / А.А. Наумов, **О.Л. Ташлыков** // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – №1. – С.80-88. 0,62 п.л./0,44 п.л.
6. **Ташлыков О.Л.** Виртуальные технологии обучения в решении проблемы снижения облучаемости ремонтного персонала / **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин // Дистанционное и виртуальное обучение. – 2010. – №8. – С.48-57. 0,62/0,42 п.л.
7. Chentsov A.G. On One Modification of Traveling Salesman Problem Oriented on Application in Atomic Engineering / A.G. Chentsov, A.N. Seseikin, A.N. Shcheklein, **O.L. Tashlykov** // AIP Conference Proceeding. – 2010. – V.1293. – Pp. 197-202. (Scopus, WoS). 0,68 п.л./ 0,24 п.л.
8. **Ташлыков О.Л.** Использование 3D-технологий при подготовке специалистов для инновационного энергоблока Белоярской АЭС с реактором на быстрых нейтронах БН-800 / **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин, Е.В. Борисова // Дистанционное и виртуальное обучение. – 2010. – №10. – С.28-37. 0,62 /0,43 п.л.
9. **Ташлыков О.Л.** Моделирование виртуальных радиационных полей / **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин, В.А. Климова, А.А. Наумов // Дистанционное и виртуальное обучение. – 2011. – №4. – С.24-34. 0,65 п.л./ 0,42 п.л.
10. **Ташлыков О.Л.** О проблеме снижения дозовых затрат персонала АЭС / **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин, В.И. Булатов, А.Г. Шастиин // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №1. – С.55-60. 0,52 п.л./0,34 п.л.
11. Носов Ю.В. Обеспечение экологической безопасности при длительной эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах на примере Белоярской АЭС / Ю.В. Носов, О.Ю. Смышляева, **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин // Альтернативная энергетика и экология. – 2012. – №4. – С.64-68. 0,48/0,24 п.л.
12. **Ташлыков О.Л.** Моделирование процесса замораживания натрия в трубопроводах с целью оптимизации ремонта реакторных установок на быстрых нейтронах / **О.Л. Ташлыков**, А.А. Наумов, С.Е. Щеклеин // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2013. – № 2. – С. 21-26. 0,52/0,36 п.л.
13. **Tashlykov O.** Ecological features of fast reactor nuclear power plants (NPPs) at all stages of their life cycle / **O. Tashlykov**, S. Sheklein, A. Seseikin A. Chentsov, Y. Nosov & O. Smyshlaeva // WIT Transactions on Ecology and the Environment. – 2014, – V.190(2), – Pp. 907-918 (Scopus). 0,92 п.л./0,64 п.л.

14. Seseikin A. N. Route optimization in the removal of radiation hazards / A. N. Seseikin, **O. L. Tashlykov**, S. Ye. Shcheklein, A. G. Chentsov // WIT Transactions on Ecology and the Environment. – 2014. – V.190(2). – Pp. 919-926. (Scopus). 0,58 п.л./0,29 п.л.
15. Russkikh I. M. Experimental and Theoretical Study of Organometallic Radiation-Protective Materials Adapted to Radiation Sources with a Complex Isotopic Composition / I. M. Russkikh, E. N. Seleznev, **O. L. Tashlykov**, S. E. Shcheklein // Physics of Atomic Nuclei. – 2015. – V. 78. – №. 12. – Pp. 1451-1456. (Scopus, WoS) 0,45 п.л./0,28 п.л.
16. **Ташлыков О.Л.** Экологическое прогнозирование в ядерной энергетике XXI века / **О.Л. Ташлыков**, С.Е.Щеклеин // Международный научный журнал Альтернативная энергетика и экология. – 2015. – № 8-9. – С. 50-58. 0,69/0,54 п.л.
17. **Ташлыков О.Л.** Расчетно-экспериментальное исследование гомогенных защит от гамма-излучения / **О.Л.Ташлыков**, С.Е.Щеклеин, А.П.Хомяков, И.М.Русских, Е.Н. Селезнев // Ядерная и радиационная безопасность. –2015. –№3. – С.17-24. 0,62 /0,34 п.л.
18. **Ташлыков О.Л.** Оптимизация состава радиационной защиты / **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин, В.Ю. Лукьяненко, А.Ф. Михайлова, И.М. Русских, Е.Н. Селезнев, А.В. Козлов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2015. – № 4. – С. 36-42. (Scopus). 0,58 п.л. /0,36 п.л
19. **Tashlykov O.** Ecological foresight in the nuclear power of XXI century / **O. Tashlykov**, S. Shcheklein, Y. Nosov & O. Smyshlaeva // Int. J. of Energy Prod. & Mgmt. – 2016. – V.1(2). – Pp. 133-140. (Scopus). 0,68 п.л./0,44 п.л.
20. Ремез В.П. Повышение Эффективности локализации радионуклидов кобальт-60 и цезий-137 из жидких радиоактивных отходов в решении проблемы обеспечения радиационной безопасности АЭС / В.П. Ремез, **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин, А.А. Иошин, С.Б. Кузнецов // Ядерная физика и инжиниринг. – 2016. – Т. 7. – № 2. – С. 129–137. 0,79 п.л./0,41 п.л.
21. **Tashlykov O. L.** Composition Optimization of Homogeneous Radiation-Protective Materials for Planned Irradiation Conditions / **O. L. Tashlykov**, S. E. Shcheklein, I.M. Russkikh, E.N. Seleznev, and A.V. Kozlov // Atomic Energy. – 2017. – V.121. – №.4. – Pp. 303-307. (Scopus, WoS). 0,58 п.л./0,34 п.л.
22. Petunin A.A. Route optimization on the nuclear objects and in mechanical engineering / A.A. Petunin, A.N. Seseikin, **O.L. Tashlykov**, A.G. Chentsov // CEUR Workshop Proceedings. – 2017. – V.1825. – Pp. 69–79. 0,57 п.л./0,21 п.л. (Scopus)
23. Grigoryev A. M. Solving a routing optimization of works in radiation fields with using a supercomputer / A. M. Grigoryev and **O. L. Tashlykov** // AIP Conference Proceedings. – 2018. – V.2015, 020028. (Scopus, WoS). 0,76 п.л./0,38 п.л.

24. Kostarev V. S. Simulation of natural cooling modes of containers with radioactive wastes / V.S. Kostarev, V.A. Klimova, and **O.L. Tashlykov** // AIP Conference Proceedings – 2018. – V.2015, 020044. (Scopus, WoS). 0,51 /0,31 п.л.
25. Popov S.A. The quick-release combined radiation shield and heat insulation development for NPP's equipment and systems / S.A. Popov and **O.L. Tashlykov** // AIP Conference Proceedings –2018. –V.2015:020075; (Scopus, WoS). 0,52/0,34 п.л.
26. Nosov Y.V. Decommissioning Features of BN-350, -600 Fast Reactors / Nosov Y.V., Rovneiko A.V., **Tashlykov O.L.**, Shcheklein S.E. // Atomic Energy. – 2019. – V.125. – №4. – Pp. 219-223 (Scopus, WoS). 0,74 п.л./0,37 п.л.
27. Кропачев Ю.А. Оптимизация радиационной защиты на этапе вывода энергоблоков АЭС из эксплуатации / Ю.А. Кропачев, **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2019. – №1. – С.119-130. (Scopus). 0,92 п.л./0,46 п.л.
28. Mahmoud K.A. Gamma ray shielding characteristics and exposure buildup factor for some natural rocks using MCNP-5 code / K.A. Mahmoud, M.I. Sayyed, **O.L. Tashlykov** // Nuclear Engineering and Technology. – 2019. – №51. – Pp. 1835-1841 (Scopus, WoS). 0,86 п.л./0,33 п.л.
29. Mahmoud K.A. Comparative studies between the shielding parameters of concretes with different additive aggregates using MCNP-5 simulation code / K.A. Mahmoud, M.I. Sayyed, **O.L. Tashlykov** // Radiation Physics and Chemistry. – 2019. – V.165, 108426 (Scopus, WoS). 0,98 п.л./0,39 п.л.
30. Кропачев Ю.А. Подсистема автоматизированной обработки данных нерегламентных измерений радиационной обстановки / Ю.А. Кропачев, **О.Л. Ташлыков**, А.Н. Сесекин, С.Е. Щеклеин, А.П. Хомяков // Ядерная и радиационная безопасность. – 2019. – № 3 (93). – С. 26-35. 0,93 п.л./0,44 п.л.
31. Mahmoud K.A. Investigation of radiation shielding properties for some building materials reinforced by basalt powder / K.A. Mahmoud, **O. L. Tashlykov**, A. F. El Wakil, Hesham MH Zakaly, I. E. El Aassy // AIP Conference Proceedings. – 2019. – V.2174(1), 020036. (Scopus, WoS). 0,47 п.л./0,21 п.л.
32. Kostarev V. S. Simulation of passive removal of residual heat from radioactive wastes subject to weather conditions / V.S. Kostarev, V.A. Klimova, **O. L. Tashlykov** // AIP Conference Proceedings. – 2019. – V.2174(1), 020122. (Scopus). 0,45/0,23 п.л.
33. Grigoryev A. M. Route optimization during works in non-stationary radiation fields with obstacles / A.M. Grigoryev, **O.L. Tashlykov** // AIP Conference Proceedings – 2019. V.2174(1): 020216. (Scopus, WoS) 0,68 п.л./0,34 п.л.

34. Litovchenko V. Yu. Modeling radiation protection of containers for transporting isotopes with high-energy beta irradiation / V.Yu. Litovchenko, N.A. Vasutin, **O. L. Tashlykov**, A.V. Kozlov, E.N. Seleznev // AIP Conference Proceedings. – 2019. – V.2174(1), 020134. (Scopus, WoS) 0,52 п.л./0,34 п.л.
35. Chentsov A. A. Application of a generalized bottleneck routing problem to the task of adhering to acceptable doses of radiation during the dismantling of radiation hazardous objects / A.A. Chentsov, A.G. Chentsov, A.N. Seseikin, **O.L. Tashlykov** // IFAC PapersOnLine. – 2019. – V.52(13). – Pp.2656–2661. (Scopus, WoS).0,68/0,31 п.л.
36. Литовченко В.Ю. Моделирование радиационной защиты контейнеров для транспортировки высокоэнергетических бета-источников / В.Ю. Литовченко, Н.А. Васютин, **О.Л. Ташлыков**, А.В. Козлов, Е.Н. Селезнев // Вопросы атомной науки и техники. Материаловедение и новые материалы. – 2019. – №5. – С.4-12. 0,62/0,31 п.л.
37. Михайлова А.Ф. Совершенствование системы автоматизированного сбора, хранения и обработки данных индивидуального дозиметрического контроля персонала АО «ИРМ» / А.Ф. Михайлова, **О.Л. Ташлыков** // Вопросы атомной науки и техники. Материаловедение и новые материалы. – 2019. – № 5. – С. 64-73. 0,68 п.л./0,44 п.л.
38. Лукьяненко В.Ю. К проблеме вывода из эксплуатации экспериментальных стендов исследовательских ядерных установок / В.Ю. Лукьяненко, Е.В. Шабельников, **О.Л.Ташлыков** // Вопросы атомной науки и техники. Материаловедение и новые материалы. – 2019. – № 5. – С. 83-95. 0,94/0,54 п.л.
39. Mahmoud, K.A. Aggregates grain size and press rate dependence of the shielding parameters for some concretes / K.A. Mahmoud, **O.L.Tashlykov**, El Wakil // Progress in Nuclear Energy. – 2020. – V.118, 103092. (Scopus, WoS). 0,81/0,31 п.л.
40. Mikhailova A.F. The Ways of Implementation of the Optimization Principle in the Personnel Radiological Protection / A.F. Mikhailova, **O.L. Tashlykov** // Physics of Atomic Nuclei. – 2020. – V.83. – №.12. – Pp.1718–1726 (Scopus, WoS). 0,98/0,74 п.л.
41. Mahmoud, K.A. Investigation of the gamma ray shielding properties for polyvinyl chloride reinforced with chalcocite and hematite minerals / K.A. Mahmoud, E. Lacomme, M.I. Sayyed, Ö.F.Özpolat, **O.L. Tashlykov** // Heliyon. – 2020. – 6(3): e03560 (Scopus, WoS) 0,75 п.л./0,32 п.л.
42. Sayyed M.I. Application of the MCNP 5 code to simulate the shielding features of concrete samples with different aggregates / M.I.Sayyed, K.A.Mahmoud, S.Islam, **O.L.Tashlykov**, E.Lacomme, K.M. Kaky // Radiation Physics and Chemistry. – 2020. – V.174,108925 (Scopus, WoS) 0,98 п.л./ 0,39 п.л.



43. Mahmoud K.A. Gamma ray shielding capacity and buildup factors of CdO doped Lithium borate glasses: theoretical and simulation study / K.A. Mahmoud, F. I. El-Agwany, Y.S. Rammah, **O.L. Tashlykov** // Journal of Non-crystalline solids. – 2020. – V.541, 120110. (Scopus, WoS) 0,48 п.л./0,21 п.л.
44. Mahmoud, K. A. The role of cadmium oxides in the enhancement of radiation shielding capacities for alkali borate glasses / K.A. Mahmoud, **O.L. Tashlykov**, M.I. Sayyed, E. Kavaze // Ceramics International. – 2020. – V.46. – №15. – Pp.23337-23346. (Scopus, WoS). 0,84 п.л./0,32 п.л.
45. El-Agawany F. I. The radiation-shielding properties of ternary SiO<sub>2</sub>–SnO–SnF<sub>2</sub> glasses: Simulation and theoretical study / F. I. El-Agawany, **O.L. Tashlykov**, K.A.Mahmoud, Y.S. Rammah // Ceramics International. – 2020. – V.46. – №. 15. – Pp. 23369-23378. (Scopus, WoS). 0,86 п.л./0,33 п.л.
46. **Tashlykov O. L.** Route Optimization Methods for Response to Radiological Emergency Situations / **O.L. Tashlykov**, A.N. Seseikin, S.E. Shcheklein // SPCECI 2019 IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering (2020) – V.972, 012004 (Scopus, WoS). 0,64 п.л./0,46 п.л.
47. Grigoryev A.M. Determination of radiation field parameters for the problems of routing optimization based on interpolation with radial basis functions / A.M. Grigoryev, **O.L. Tashlykov**, A.A. Popel, Yu.A. Kropachev // AIP Conference Proceedings. – 2020. – V.2313, 020007; (Scopus, WoS). 0,68 п.л./0,34 п.л.
48. Litovchenko V.Yu. Modeling of combined radiation protection when working with irradiation sources / V.Yu. Litovchenko, N.A.Vasutin, A.V. Kozlov, E.N. Seleznev, **O.L. Tashlykov** // AIP Conference Proceedings. – 2020. – V.2313, 020010; (Scopus, WoS) 0,58/0,29 п.л.
49. Mahmoud K.A. Application of the Monte Carlo Method to simulate the radiation shielding capacity of Lithium tungstate composites / K.A.Mahmoud, **O.L. Tashlykov** // AIP Conference Proceedings. –2020. –V.2313, 030060; (Scopus, WoS). 0,46/0,23 п.л.
50. Kostarev V.S. Modeling of the combined design of radiation protection and thermal Insulation of pipelines with radioactive flows / V.S. Kostarev, D.N. Litvinov, V.Yu. Litovchenko, V.A. Klimova and **O. L. Tashlykov** // AIP Conference Proceedings. – 2020. – V.2313, 070009; (Scopus, WoS) 0,58 п.л./0,34 п.л.
51. Zavadskii D.I. Optimization of radiation protection of staff using BIM-Designing / D.I. Zavadskii, **O.L. Tashlykov** // AIP Conference Proceedings. – 2020. – V.2313, 070017; (Scopus, WoS) 0,73 п.л./0,44 п.л.

52. Rammah Y. S. Tm<sup>3+</sup> ions-doped phosphate glasses: nuclear shielding competence and elastic moduli / Y. S.Rammah, K.A.Mahmoud, F. I. El-Agawany, **O.L.Tashlykov**, E.Yousef // Applied Physics A. –2020. –V.126. –№12:927 (Scopus, WoS). 0,86/0,33 п.л.
53. Булатов В.И. Сооружение комплекса переработки жидких радиоактивных отходов на Белоярской АЭС / В.И. Булатов, А.О. Ташлыков, **О.Л. Ташлыков** // Международный научный журнал Альтернативная энергетика и экология. – 2020. – № 25-27. – С.62-72. 0,92 п.л./0,56 п.л.
54. **Ташлыков О.Л.** Инновационное направление развития ядерной энергетики в России и мире (Экологическая приемлемость ядерной энергетики XXI века) / **О.Л. Ташлыков**, С.Е. Щеклеин, Е.В. Шарифьянов // Международный научный журнал Альтернативная энергетика и экология. – 2020. – № 28-30. – С. 47-56. 0,73/0,54 п.л.
55. **Ташлыков О.Л.** Расчетно-экспериментальное исследование местных минералов и композиций на их основе для создания радиационных защит хранилищ радиоактивных отходов АЭС / **О.Л. Ташлыков**, К.А. Махмуд // Международный научный журнал Альтернативная энергетика и экология. – 2020. – № 28-30. – С. 57-66. 0,64 п.л./0,32 п.л.
56. Sayyed M.I. Enhancement of the Shielding Capability of Soda–Lime Glasses with Sb<sub>2</sub>O<sub>3</sub> Dopant: A Potential Material for Radiation Safety in Nuclear Installations / M.I.Sayyed, K.A. Mahmoud, **O.L.Tashlykov**, M.U. Khandaker, M. Faruque // Applied Sciences – 2021. – V.11(1). 326. (Scopus, WoS). 1,22 п.л./0,41 п.л.
57. **Tashlykov O. L.** Repercussions of yttrium oxides on radiation shielding capacity of sodium-silicate glass system: experimental and Monte Carlo simulation study / **O.L. Tashlykov**, S.G. Vlasova, I.S. Kovyazina, K.A. Mahmoud // The European Physical Journal Plus. – 2021. – V.136(4). 428 (Scopus, WoS). 0,92 п.л./0,46 п.л.
58. Rammah Y.S. Gamma ray exposure buildup factor and shielding features for some binary alloys using MCNP-5 simulation code / Y.S.Rammah, K.A.Mahmoud, Q.Mohammed, M.I.Sayyed, **O.L.Tashlykov**, El-Mallawany // Nuclear Engineering and Technology. – 2021. – V.53(8). – Pp.2661–2668. (Scopus, WoS). 0,86/0,33 п.л.
59. Mahmoud K.A. A new heavy-mineral doped clay brick for gamma-ray protection purposes / K.A. Mahmoud, **O.L.Tashlykov**, M.H.A. Mhareb, A.H. Almuqrin, Y.S. Alajerami, M.I. Sayyed // Applied Radiation and Isotopes. – 2021. – V.173, 109720 (Scopus, WoS). 0,76 п.л./0,28 п.л.
60. Kurtulus Recep A lanthanum-barium-borovanadate glass containing Bi<sub>2</sub>O<sub>3</sub> for radiation shielding applications / Kurtulus Recep, M.I. Sayyed, Kavas Taner, K.A.Mahmoud, **O.L.Tashlykov**, Khandaker Mayeen Uddin, D.A.Bradley // Radiation Physics and Chemistry. – 2021. – V.186: 109557 (Scopus, WoS). 1,12 п.л./0,56 п.л.

61. **Tashlykov O.L.** Tailor made barium borate doped  $\text{Bi}_2\text{O}_3$  glass system for radiological protection / **O.L. Tashlykov**, M.I. Sayyed, K.A. Mahmoud, Khandaker Mayeen Uddin, D.A. Bradley, S.G. Vlasova // Radiation Physics and Chemistry. – 2021. – V.187: 109558 (Scopus, WoS). 0,86 п.л./0,43 п.л.
62. Mahmoud K.A. The influence of BaO on the mechanical and gamma / fast neutron shielding properties of lead phosphate glasses / K.A.Mahmoud, F. I. El-Agawany, **O.L. Tashlykov**, M. Ahmed Emad, Y.S. Rammah // Nuclear Engineering and Technology. – 2021 – V.53(1) 3816-3823 (Scopus, WoS). 1,1 п.л./0,55 п.л.
63. Khomyakov A.P. Research of the physical properties of the liquid radioactive waste treatment ion-selective sorbents / A.P. Khomyakov, S. Mordanov, **O.L. Tashlykov**, V.P. Remez, V. Kostarev, D. Litvinov // AIP Conference Proceedings. 2021, – V.2388(1), 040014 (Scopus) 0,48 п.л./0,24 п.л.
64. Khomyakov A.P., The scale-up-method for the hydrodynamic processes in a sorbent layer using CFD simulation with the Ergun's equation-based models / A.P. Khomyakov, S. Mordanov, **O.L. Tashlykov**, V.P. Remez // AIP Conference Proceedings. – 2021, – V.2388(1), 040015 (Scopus) 0,52 п.л./0,28 п.л.
65. **Tashlykov O.L.** Ion-selective treatment as a method for increasing the efficiency of liquid radioactive waste reducing in accordance with acceptance criteria for disposal / **O.L. Tashlykov**, A.P. Khomyakov, S. Mordanov, V.P. Remez // AIP Conference Proceedings. – 2021, – V.2388(1), 020032 (Scopus) 0,57 п.л./0,38 п.л.
66. Aladailah M.W. Photon absorption capabilities of  $\text{SiO}_2\text{-Na}_2\text{O-P}_2\text{O}_5\text{-CaO-MgO}$  glasses / M.W. Aladailah, **O.L. Tashlykov**, I.A. Shirmanov, E.D. Strugov, W. Marshdeh Mohammad, E.M. Abdelmunem, Eke Canel // Radiation Physics and Chemistry. – 2022. –V.190: 109814 (Scopus, WoS) 1,24 п.л./0,62 п.л.

#### **Патенты:**

67. Пат. на полезную модель №171057. Устройство для ускоренного замораживания и последующего размораживания жидкого щелочного металла в трубах реакторов АЭС / **О.Л. Ташлыков**, А.И. Попов, С.Е. Щеклеин: Оpubл. 18.05.2017 Бюл. № 14.
68. Пат. на полезную модель №180121. Устройство для регулируемого охлаждения жидкого металла в трубах реакторов на быстрых нейтронах / А.И. Попов, **О.Л. Ташлыков**. Оpubл. 05.06.2018 Бюл. № 16.
69. Пат. на изобретение № 2686428 РФ. Блочная быстросъемная защита трубопроводов АЭС / **О.Л. Ташлыков**, С.А. Попов. Оpubл. 25.04.2019. Бюл. № 12
70. Пат. на полезную модель №201230 РФ. Контейнер для радионуклидных источников / **О.Л. Ташлыков**, М.М. Севастьянов, С.Н. Потеряев, И.А. Сивинских. Оpubл.04.12.2020. Бюл. № 34.

71. Пат. на изобретение № 2745074 РФ. Сборная биологическая защита от ионизирующего излучения / **О.Л. Ташлыков**, М.М. Севастьянов, А.В. Куртеев. Оpubл. 19.03.2021. Бюл. № 8.

72. Пат. на полезную модель №207057 РФ. Фильтр-контейнер для радиоактивных отходов / **О.Л. Ташлыков**, С.Н. Потеряев, И.Э. Розаненков, И.А. Сивинских: Оpubл. 11.10.2021 Бюл. № 29.

73. Пат. на изобретение №2758058. Способ переработки отходов реакторного графита / **О.Л. Ташлыков**, С.Н. Потеряев, И.Э. Розаненков, И.А. Сивинских. Оpubл. 26.10.2021 Бюл. № 30.

#### **Монографии:**

74. **Ташлыков О.Л.** Дозовые затраты персонала в атомной энергетике. Анализ. Пути снижения. Оптимизация / **О.Л.Ташлыков**: монография. Saarbrücken: LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG. – 2011. – 232 с. – 12,5 п.л.

75. Коробкин В.В. Методы маршрутизации и их приложения в задачах повышения эффективности и безопасности эксплуатации атомных станций / В.В. Коробкин, А.Н. Сесекин, **О.Л. Ташлыков**, А.Г. Ченцов / под общ. ред. член-корр. РАН И.А.Каляева: монография.–М.: Новые технологии. –2012. –234 с. 14,62/5,49 п.л.

#### **Список сокращений**

ВЭ	– вывод из эксплуатации
ДЗ	– дозовые затраты
ЖРО	– жидкие радиоактивные отходы
ЗК	– задача коммивояжера
КД	– коллективная доза
МДП	– метод динамического программирования
ОИАЭ	– объект использования атомной энергии
ПСЭ	– продление срока эксплуатации
ПГ	– парогенератор
РАО	– радиоактивные отходы
РБН	– реактор на быстрых нейтронах
РЗ	– радиационная защита
РУ	– реакторная установка
РЗМ	– радиационно-защитный материал
ТОиР	– техническое обслуживание и ремонт