

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

Уральский энергетический институт
Кафедра атомных станций и возобновляемых источников энергии

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

Диссертация на соискание ученой степени
доктора технических наук

Научный консультант:
доктор технических наук, профессор
Сергей Евгеньевич Щеклеин

Екатеринбург – 2022

Оглавление

ВВЕДЕНИЕ.....	6
Глава 1 Анализ дозовых затрат на этапах жизненного цикла энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем	21
1.1. Общие сведения об этапах жизненного цикла энергоблока АЭС.....	21
1.1. Проектирование	25
1.2. Строительство энергоблока АЭС	33
1.2.1. Монтажные и предпусковые наладочные работы	33
1.2.2. Физический пуск энергоблока с реактором БН-800.....	36
1.2.3. Энергетический пуск и освоение мощности.....	36
1.3. Эксплуатация	37
1.3.1. Обзор данных по облучаемости персонала быстрых натриевых реакторов в мире.....	37
1.3.2. Дозовые затраты персонала при эксплуатации РУ БН-600.....	39
1.3.3. Оценка дозовых затрат персонала при эксплуатации энергоблоков с РУ БН-800 и БН-1200	44
1.4. Продление срока эксплуатации	48
1.5. Вывод из эксплуатации	55
1.5.1. Общие сведения	55
1.5.2. Оценка потенциальной возможности применения использованных для РУ БН-350 технологий обращения с натрием к РУ БН-600	57
1.6. Выводы к главе 1	59
Глава 2. Дозовая стоимость электроэнергии, производимой атомными станциями.....	61
2.1. Коллективная доза и ее связь с мощностью и типом РУ	61
2.2. Методика оценки дозовой стоимости выработанной электроэнергии	68
2.3. Оценка дозовой стоимости электроэнергии АЭС.....	69
2.3.1. Мировая статистика по типам реакторов	69
2.3.2. Тяжеловодные реакторы (CANDU).....	70
2.3.3. Газоохлаждаемые реакторы	76
2.3.4. Кипящие водо-водяные реакторы BWR	80
2.3.5. Реакторы на быстрых нейтронах БН (FBR).....	86
2.3.6.Водо-водяные энергетические реакторы с водой под давлением.....	91
2.4. Анализ зависимости дозовой стоимости электроэнергии от мощности энергоблока, типа реактора, компоновки, количества контуров АЭС	104
2.5. Выводы к главе 2	109
Глава 3. Обзор исследований радиационно-защитных свойств некоторых композитных материалов	110
3.1. Композитные радиационно-защитные материалы	110
3.1.1. Общие сведения.....	110

3.1.2. Методология проведения исследований.....	114
3.2. Расчетно-экспериментальные исследования композитных РЗМ с использованием природных минералов.....	117
3.2.1. Исследования радиационно-защитных свойств природных минералов Египта	117
3.2.2. Моделирование радиационно-защитных свойств природных минералов.....	121
3.2.3. Исследование образцов бетонов с добавками базальта, халькоцита, гематита и барита	125
3.2.4. Исследование зависимости экранирующей способности бетонов от размеров зерен наполнителя и давления прессования бетонной смеси	130
3.3. Обзор расчетно-экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств некоторых стеклянных систем	135
3.3.1. Общие сведения.....	135
3.3.2. Исследование радиационно-защитных характеристик литий-боратных стекол, легированных окисью кадмия.....	139
3.3.3. Влияние оксидов кадмия на радиационно-защитные характеристики щелочно-боратных стекол.....	142
3.3.4. Исследование радиационно-защитных свойств тройных стекол $\text{SiO}_2\text{-SnO-SnF}_2$	143
3.3.5. Исследования радиационно-защитных свойств фосфатных стекол, легированных ионами Tm^{3+}	146
3.3.6. Влияние добавки Sb_2O_3 на повышение экранирующей способности натриево-известковых стекол	150
3.3.7. Экспериментальное и имитационное исследование влияния оксидов иттрия на радиационную экранирующую способность системы натрий-силикатного стекла.....	153
3.3.8. Исследование влияния добавок V_2O_5 на повышение радиационно-защитных свойств стеклянной системы $\text{BaO-V}_2\text{O}_5\text{-V}_2\text{O}_3$	157
3.4. Выводы к главе 3	160
Глава 4. Расчетно-экспериментальное исследование полимерных композитных радиационно-защитных материалов	162
4.1. Общие сведения.....	162
4.2. Исследование равномерности распределения наполнителей в матрице радиационно-защитного материала с помощью радиографии.....	164
4.2.1. Методы исследований.....	164
4.2.2. Исследование сплошности образцов защитных материалов с помощью гамма-излучения	166
4.2.3. Исследование сплошности образцов защитных материалов с помощью рентгеновского излучения	171
4.2.4. Исследование сплошности образцов РЗМ с помощью комплекса цифровой радиографии «Градиент» на основе сканера HD – CR 35 NDT	174
4.3. Расчетное исследование поглощающих свойств гомогенных РЗМ	177
4.4. Получение источников γ -излучения	179

4.4.1. Описание и характеристики реактора ИВВ-2М	179
4.4.2. Условия получения и характеристики источников γ -излучения	181
4.5. Экспериментальное определение кратности ослабления РЗМ	185
4.5.1. Приспособление и приборы для проведения измерений	185
4.5.2. Измерение кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитными материалами	187
4.5.3. Результаты эксперимента	190
4.5.4. Сравнение расчетных и экспериментальных результатов	201
4.5.5. Алгоритм оптимизации радиационной защиты для условий планируемого облучения	203
4.6. Спектрометрические исследования РЗМ, облучаемых нейтронами	204
4.6.1. Общие сведения	204
4.6.2. Материалы и методы	205
4.7. Экспериментальные исследования ослабляющей способности РЗМ Абрис по отношению к смешанному нейтронному и гамма-излучению	210
4.8. Выводы к главе 4	215
Глава 5. Разработка теории и методов маршрутной оптимизация работ в неоднородных радиационных поля	217
5.1. Общие сведения об этапах исследований	217
5.2. Задача коммивояжера (простейший вариант)	221
5.3. Экстремальные задачи маршрутизации с ограничениями и явной зависимостью функций стоимости от списка заданий	225
5.4. Задача о демонтаже радиационно-опасного оборудования	228
5.5. Задача дозиметриста	238
5.6. Определение параметров радиационных полей с использованием интерполяции на основе радиальных базисных функций	240
5.7. Маршрутная оптимизация для задач с неаддитивным критерием	250
5.8. Выводы к главе 5	253
Глава 6. Инженерные решения по снижению радиационных нагрузок для разных типов АЭС	255
6.1. Оптимизация сетевых графиков замены парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 с использованием аппарата нелинейного математического программирования	255
6.2. Разработка технологии замораживания натрия в трубопроводах при ремонте и аварийных ситуациях	263
6.3. Разработка блочной быстросъемной комбинированной радиационной и тепловой защиты	270
6.4. Разработка мобильной сборной биологической защиты	274
6.5. Расчетно-экспериментальные исследования по повышению емкости контейнеров по сорбированной активности цезия-137 и кобальта-60	276
6.6. Разработка 3D-моделей радиационно-опасных помещений и оборудования	282
6.7. Выводы к главе 6	288

ЗАКЛЮЧЕНИЕ	290
Список сокращений и условных обозначений	293
Список литературы	296
Приложение 1	324
Приложение 2	336

ВВЕДЕНИЕ

Актуальность темы исследования и степень ее разработанности. На протяжении всей истории гражданской атомной энергетики, начиная с Первой в мире АЭС (Обнинск, 1954), радиационная защита 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 с 1969 г. по 1995 г., достигла примерно 15 255 чел·Зв (рис. 1) [1]. Годовая общая КД для всех регионов в странах ОЭСР росла до 1983 года, достигнув значения 928 чел·Зв (рис. 2). При этом 70-80% КД было обусловлено техническим обслуживанием и ремонтом (ТОиР) и перегрузкой.

В России прослеживается аналогичная тенденция с возрастанием дозовых затрат (ДЗ), особенно на первых энергоблоках АЭС, в частности АМБ-100 и АМБ-200 Белоярской АЭС [2].

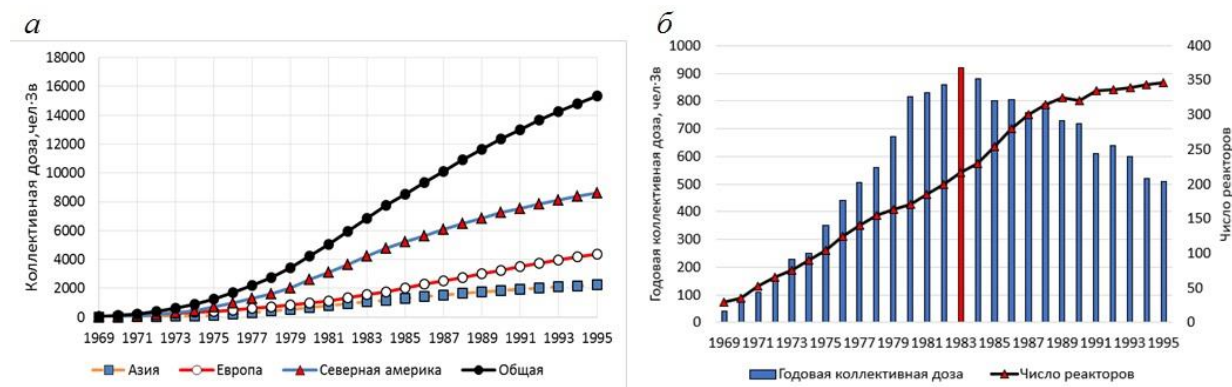


Рисунок – В.1. Общая накопленная коллективная доза (а) и общая годовая коллективная доза и число работающих реакторов (б), включенных в ISOE, в странах ОЭСР [1]

Предел дозы за год, установленный для персонала в 1956 г. (50 мЗв) [3], не изменялся до 1990 г., затем в соответствии с рекомендациями Международной

комиссии по радиационной защите (МКРЗ) (Публикация 60) [4], был снижен до 20 мЗв в год (с возможностью усреднения) на основании пересмотра оценок риска стохастических эффектов, полученных по данным долгосрочных исследований радиационных эффектов у лиц, выживших после атомных бомбардировок Хиросимы и Нагасаки. Признание отсутствия безопасного уровня радиации привело к мысли об уменьшении облучения настолько это возможно. Однако радиационная защита, как и другие практические задачи, подчиняется «закону убывающей эффективности». Поэтому, необходима оптимизация радиационной защиты. Отсутствие наблюдаемой пороговой дозы и ограниченность доступных ресурсов явились мотивом для разработки принципа ALARA (As Low As Reasonably Achievable - «настолько низко насколько разумно достижимо»), учитывая экономические и социальные факторы. Финляндия, первая в мире, приняла в законодательство (с 01.01.1992 г.) рекомендации Публикации 60.

В России введение Нормами радиационной безопасности (НРБ-96/99) [5], [6] более низких (в 2,5 раза) пределов облучения персонала в соответствии с рекомендациями МКРЗ потребовало комплекса мероприятий. Концерн «Росэнергоатом» заранее начал проводить политику снижения получаемых доз. Эффективной мерой стало установление контрольного уровня (КУ) облучения персонала и командированных лиц (40, 30 и 20 мЗв в 1992, 1994 и 1997 гг.) [7].

Определяющий вклад в КД ремонтного персонала (50% на реакторных установках (РУ) РБМК, 80-90 % на ВВЭР и БН) определил первоочередность задачи снижения ДЗ именно для ремонтного персонала. Департамент ТОиР Концерна Росэнергоатом инициировал привлечение кафедры «Атомные станции и ВИЭ» (до 2012 г. - «Атомная энергетика») УрФУ для участия в ее решении. В рамках решения этой задачи автором диссертации были проведены исследование и анализ пооперационных дозовых затрат при проведении более 50 ремонтных кампаний на АЭС России, зарубежного опыта, предложены научно-технические решения по снижению КД на отечественных АЭС, представленные в серии публикаций, докладов на научно-технических конференциях, диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук «Оптимизация ремонтных

работ на радиоактивном оборудовании» (2006) [8]. В ходе диссертационного исследования были выявлены факторы, формируемые на начальных этапах жизненного цикла АЭС, приводящие к повышенным ДЗ при эксплуатации, продлении срока эксплуатации (ПСЭ) и выводе из эксплуатации. Это явилось побуждающим фактором к комплексному исследованию потенциала оптимизации радиационной защиты персонала, поиску научно-технических решений, позволяющих повысить эффективность мер по снижению ДЗ персонала на всех этапах жизнедеятельности радиационно-опасного объекта.

В результате организационных и технических мероприятий годовые КД персонала АЭС России с 1990-х годов по настоящее время снизились в 3-4 раза, достигли некоторого стационарного уровня, незначительно меняются год от года в зависимости от продолжительности ремонтов (рис.В.2) [9]. Дальнейшая оптимизация радиационной защиты персонала должна определяться мероприятиями, направленными на управление индивидуальными дозами [10], [11] путем совершенствования организации выполнения работ, улучшения радиационной обстановки на оборудовании и в помещении АЭС, сокращения времени пребывания персонала в полях ионизирующего излучения [12]-[14].

Значительный вклад в снижение облучения в мировой атомной энергетике с 1990-х внесло развитие международного сотрудничества с помощью научных семинаров по оптимизации радиационной защиты, организованных Комиссией Европейских Сообществ и специальных программ, например, ИСПО (ISOE) [1], которые были созданы для совершенствования мер по защите от профессионального облучения на АЭС путем сбора и анализа данных и тенденций облучаемости, обмена опытом между эксплуатирующими организациями и экспертами национальных регулирующих органов и распространения идеологии ALARA, разработанной в рекомендациях МКРЗ.

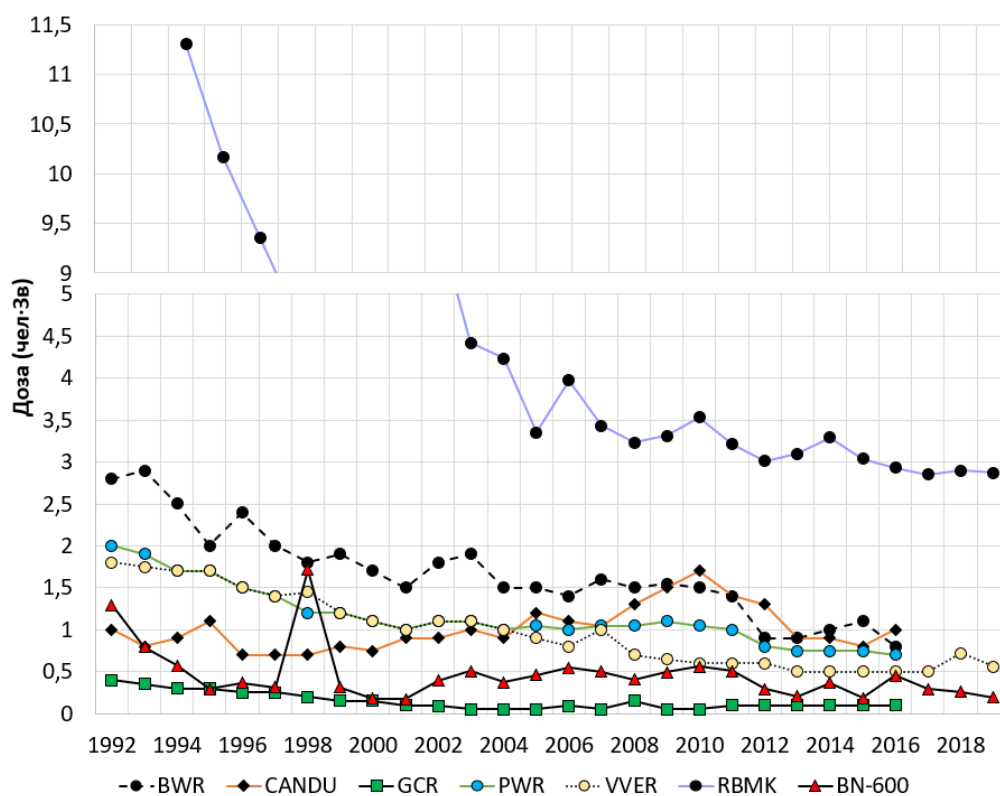


Рисунок В.2 – Ежегодные коллективные дозы, усредненные на один энергоблок

Решительный поворот в российской системе радиационной защиты на рекомендации МКРЗ (Публикация 60) [4] потребовал изучения международного опыта при внедрении принципа оптимизации в практическую деятельность. В 1997 г. при поддержке МАГАТЭ был переведен документ ОЭСР «Управление работами в атомной энергетике» [15], содержащий основные положения принципа оптимизации как философии, направленной на снижение радиационного облучения персонала АЭС (в 2009 г. вышло обновленное и дополненное издание). Следующим шагом явилось издание при поддержке Концерна Росэнергоатом учебного пособия «Практическая реализация методологии ALARA на АЭС» [16], в основу которого лег перевод доклада [17].

Принцип оптимизации имеет важное практическое значение для обеспечения радиационной безопасности персонала на всех этапах жизненного цикла действующих и, особенно, вновь проектируемых АЭС.

Актуальность темы диссертации определяется нерешенностью ряда вопросов, стоящих перед специалистами по радиационной защите, принимая во

внимание продолжающееся старение АЭС, масштабные работы по модернизации, потребность в которых возрастает в связи с ПСЭ энергоблоков АЭС сверх проектного и последующим выводом их из эксплуатации (ВЭ), экономическое и социальное давление, а также возрастающий потенциал строительства новых АЭС, учитывая при этом требование минимизации профессионального облучения.

Актуальность данного направления исследований подчеркивается в Публикации 103 МКРЗ [18], рекомендациях ОЕСД «Организация работы в целях оптимизации радиационной защиты от профессионального облучения на атомных электростанциях» (2009) [19], МУ 2.6.5.054-2017 Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий ГК «Росатом» [12] и т.д.

Инновационное развитие атомной энергетики в XXI веке предполагает реализацию технологии быстрых натриевых реакторов, которая позволит перейти к замкнутому ядерному топливному циклу. Уникальность российских технологий в области быстрых натриевых реакторов (РБН) актуализирует важность исследования всех этапов жизненного цикла (сооружение БН-800, эксплуатация и ПСЭ БН-600), выработку обоснованных предложений по оптимизации радиационной защиты персонала для использования при проектировании серийных РУ типа БН-1200, которые потенциально могут быть отнесены к четвертому поколению безопасности [20]. Для заблаговременной подготовки к разработке программы ВЭ мощных энергоблоков с РБН интегральной компоновки, в частности БН-600, актуально исследование опыта единичных примеров работ при ВЭ РБН (например, переход к длительной выдержке под наблюдением РУ БН-350 [21]). Принципиальные различия в компоновке РУ БН-600 (интегральная) и БН-350 (петлевая) вносят свои коррективы и требуют отдельного рассмотрения данного вопроса применительно к РУ БН-600 [22].

Постоянное расширение использования ядерной энергии и радиационных технологий инициирует внимание промышленности и научных организаций к разработке новых радиационно-защитных материалов (РЗМ) с хорошими защитными свойствами и низкой токсичностью, в том числе композитных, позволяющих разрабатывать их состав применительно к планируемым условиям

облучения. Несмотря на большое количество разработок, остается актуальным поиск РЗМ, высокотехнологичных в изготовлении и удобных в использовании. К таким РЗМ относятся материалы серии Абрис (производства ООО «Завод герметизирующих материалов») [23], на базе которых проводились диссертационные исследования по проектированию их состава применительно к конкретному составу радиоактивных загрязнений с одновременным соблюдением принципа оптимизации [24].

Еще одним актуальным направлением исследований, имеющим значительный потенциал в минимизации дозовых затрат персонала, является оптимизация маршрута перемещения в неоднородных радиационных полях или последовательности проведения демонтажа элементов радиоактивных систем и оборудования. Сложность решения задач маршрутной оптимизации работ в неоднородных радиационных полях потребовала фундаментальных исследований в области математики. Тесное плодотворное сотрудничество автора диссертации на протяжении 20 лет с учеными-математиками кафедры прикладной математики УралЭНИН 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 [25].

Целью диссертационной работы является разработка новых материалов и комплекса технических и логистических мероприятий для снижения радиационной нагрузки на персонал АЭС, окружающую среду и население на всех этапах жизненного цикла АЭС.

Для достижения указанной цели были поставлены и 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 γ -излучению.

4. Проведение пилотного исследования экранирующих свойств композитных РЗМ на органической основе для разработки программы комплексных испытаний их защитных свойств по отношению к смешанному γ - 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}Cs и ^{60}Co .

6. Разработка конструкции фильтра-контейнера с комбинированной защитой и увеличенной емкостью по активности. Получение патента на полезную модель.

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

8. Разработка конструкции быстросъемной комбинированной тепловой и радиационной защиты трубопроводов с радиоактивными средами. Получение патента на изобретение.

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 проведены 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}Cs и ^{60}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 ее 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 УрФУ: «Обеспечение безопасности в области использования атомной энергии» (2017), «Ремонт оборудования атомных станций» (2018), «АЭС: Продление ресурса и снятие с эксплуатации» (2020), «Основы изобретательской деятельности (в области использования атомной энергии)» (2021); в учебные пособия: «Методы оценки и снижения дозовых нагрузок при ремонте АЭС» (2009), «Безопасное использование ядерной энергии: правовые аспекты и методы управления, регулирования и обеспечения ядерной и радиационной безопасности» (2011.),

«Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем»: учебное пособие. В 2 ч. (2013) и внедрены в учебный процесс подготовки и профессиональной переподготовки специалистов для атомной энергетики по вопросам оптимизации радиационной защиты персонала в УрФУ, а также в НГТУ, ТПУ (справки о внедрении в УрФУ, НГТУ, ТПУ).

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, расчет радиационно-защитных характеристик – 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 γ -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 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 «Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева», Научно-образовательного центра И.Н. Бутакова Инженерной школы энергетики Национального исследовательского Томского политехнического университета (Акты внедрения в УрФУ, НГТУ, ТПУ).

На основании результатов исследований получены патенты РФ на изобретения: Блочная быстросъемная защита трубопроводов АЭС (№ 2686428), Сборная биологическая защита от ионизирующего излучения (RU 2745074C1), Способ переработки отходов реакторного графита. (№ 2758058C1); полезные модели: Устройство для ускоренного замораживания и последующего размораживания жидкого щелочного металла в трубах реакторов АЭС (№171057), Устройство для регулируемого охлаждения жидкого металла в трубах реакторов на быстрых нейтронах (№180121); Контейнер для радионуклидных источников (№201230), Фильтр-контейнер для радиоактивных отходов (207057 U1).

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 15th 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 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.

Глава 1 Анализ дозовых затрат на этапах жизненного цикла энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем

1.1. Общие сведения об этапах жизненного цикла энергоблока АЭС

Существует несколько типовых моделей жизненного цикла систем, получивших значительное распространение в мире в последние десятилетия.

В соответствии со статьей 4 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» №170-ФЗ жизненный цикл энергоблока АЭС можно представить в виде последовательности определенных стадий, во время которых осуществляются следующие виды деятельности: *размещение, проектирование, сооружение, эксплуатация и вывод из эксплуатации (снятие с эксплуатации)*.

Каждый элемент жизненного цикла (стадия, этап, подэтап и т.д.) в свою очередь имеет начало и конец — обычно это получение и прекращение действия лицензии (разрешения) на соответствующий вид деятельности.

В общих требованиях безопасности МАГАТЭ № GSR Part 6 [26] выделяют шесть основных этапов жизненного цикла разрешенной (имеющей официальное разрешение) установки и соответствующего процесса лицензирования, для обозначения которых используют термины: *выбор площадки (sitting), проектирование (designing), строительство (сооружение) construction, ввод в эксплуатацию, эксплуатация (operation) и снятие с эксплуатации (decommissioning)*. При этом термин *снятие с эксплуатации (вывод из эксплуатации)* означает административные и технические мероприятия, выполняемые с целью отмены некоторых или всех мер регулирующего контроля в отношении установки (за исключением части установки для захоронения, в которую помещены радиоактивные отходы; для нее используется термин «закрытие», а не «вывод из эксплуатации»).

В Общих положениях обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-2015) [27] приводятся следующие определения основных этапов жизненного цикла энергоблока АЭС.

Сооружение (строительство) АС - это процесс создания зданий, строений, сооружений и комплексов АС (блока АС), включающий строительные, монтажные работы и ввод блока АС в эксплуатацию. В свою очередь, **ввод в эксплуатацию блока АС** представляет собой процесс, во время которого системы и оборудование АС (блока АС) начинают функционировать, а также проверяются их соответствие проекту АС и готовность к эксплуатации, завершающийся получением в установленном градостроительным законодательством порядке разрешения на ввод объекта в эксплуатацию. Ввод в эксплуатацию блока АС разделяется на этапы:

- **предпусковые наладочные работы** – этап ввода блока АС в эксплуатацию, в ходе которого законченные строительством и монтажом системы и элементы АС приводятся в состояние эксплуатационной готовности с проверкой их соответствия установленным в проекте АС критериям и характеристикам, завершающийся готовностью блока АС к этапу физического пуска.
- **физический пуск** - этап ввода блока АС в эксплуатацию, включающий загрузку реактора ядерным топливом, достижение критического состояния реактора и выполнение необходимых испытаний и измерений на уровне мощности, при котором теплоотвод от реактора осуществляется за счет естественных теплопотерь (рассеивания).
- **энергетический пуск** - этап ввода блока АС в эксплуатацию от завершения этапа физического пуска до начала выработки и отпуска энергии потребителям.
- **опытно-промышленная эксплуатация** - этап ввода АС (блока АС) в эксплуатацию после энергетического пуска, завершающийся получением в установленном порядке разрешения эксплуатировать блок АС

Основным этапом жизненного цикла АС является **эксплуатация**, представляющая собой всю деятельность, направленную на достижение безопасным образом цели, для которой была сооружена АС, включая работу на

мощности, пуски, остановы, испытания, техническое обслуживание, ремонт, перегрузку топлива, инспектирование во время эксплуатации и другую связанную с этим деятельность. После истечения назначенного¹ или продленного срока эксплуатации (службы)² или в случае технической невозможности обеспечения дальнейшей безопасной эксплуатации АС, наступает стадия **вывода блока АС из эксплуатации**, подразумевающая деятельность, осуществляемую после удаления ядерного топлива и других ядерных материалов с блока АС, направленную на достижение заданного конечного состояния блока АС, исключающую использование блока АС в качестве источника энергии и обеспечивающую безопасность персонала, населения и окружающей среды.

Техническое обслуживание и ремонт (ТОиР) в соответствии с определением ГОСТ 25866-83 [28] входят в этап эксплуатации. Однако, эта масштабная деятельность, направленная на поддержание безопасной и безотказной работы оборудования, представляет собой чрезвычайно важный и ответственный трудо- и дозозатратный процесс (доля ТОиР в коллективной дозе достигает 80-90%) [8] и должна рассматриваться отдельно.

Особенностью ремонта реакторной установки и других систем, связанных с контуром теплоносителя, является необходимость контакта с радиоактивным оборудованием или нахождения вблизи его, которое при эксплуатации недоступно, вскрытие систем первого контура. Это приводит к воздействию на ремонтный персонал как внешнего облучения (в основном, гамма-излучения), так и дополнительных радиационных факторов, возникающих при контрольных и ремонтных операциях (радиоактивные аэрозоли при резке оборудования и трубопроводов, дегазация жидких радиоактивных сред и т.д.) [29]-[31].

К этапу эксплуатации также можно отнести и работы по модернизации и продлению сроков эксплуатации (ПСЭ) энергоблока АЭС, которые, как правило, совмещаются с ремонтными работами для минимизации простоев энергоблоков

¹ Назначенный срок эксплуатации (службы) блока АС – установленное и обоснованное в проектах АС и РУ календарное время службы блока АС (включая периоды технического обслуживания и ремонта)

² Продленный срок службы - календарная продолжительность (период) эксплуатации оборудования и трубопроводов сверх назначенного срока службы

[32]-[33]. Продление срока эксплуатации в соответствии с НП-017-2018 [34] – это осуществление комплекса мероприятий по подготовке блока АС к эксплуатации в период дополнительного³ или повторного дополнительного⁴ срока эксплуатации. Возрастающий объем работ приводит к увеличению трудо- и дозозатрат персонала, однако в дальнейшем это приводит к снижению годовой коллективной дозы в результате повышения надежности оборудования и снижении объемов ремонтных работ.

Таким образом, жизненный цикл энергоблока АЭС, как и любого другого объекта использования атомной энергии (ОИАЭ), может быть представлен в виде последовательных этапов, на каждом из которых закладываются (формируются) технические и организационные факторы, влияющие на дозы облучения персонала, как при эксплуатации, так и при ТОиР.

В документе ОСЭР [15] подробно рассматривается подход к управлению работами по ремонтному обслуживанию АЭС, направленный на минимизацию дозовых затрат персонала. Круг управления работами, представленный в данной работе и включающий в себя этапы планирования, подготовки, выполнения, оценки работ и обратную связь, аналогичен одному из подходов к обеспечению качества в атомной энергетике – управлению качеством [35]. К недостаткам такого управленческого цикла можно отнести то, что он не охватывает другие этапы жизненного цикла АЭС.

На рис.1.1 представлена предлагаемая схема управления дозовыми затратами, которая охватывает все этапы жизненного цикла АЭС, включая этап проектирования, на котором, не смотря на отсутствие дозовых затрат, закладываются факторы, во многом определяющие уровни облучаемости персонала при эксплуатации, ТОиР, продлении срока эксплуатации (ПСЭ) и снятии с эксплуатации (СЭ). В схеме определены зависимости между отдельными этапами цикла, оценка несоответствий (факторов, влияющих на увеличение

³ Дополнительный срок эксплуатации блока АС – календарная продолжительность эксплуатации блока АС сверх назначенного срока эксплуатации.

⁴ Повторный дополнительный срок эксплуатации блока АС – календарная продолжительность эксплуатации блока АС сверх сроков предыдущих продлений эксплуатации

дозовых затрат) на каждом этапе и обязательная обратная связь для устранения несоответствий на данном объекте (в случае технической возможности реализации) или в будущих проектах АЭС.

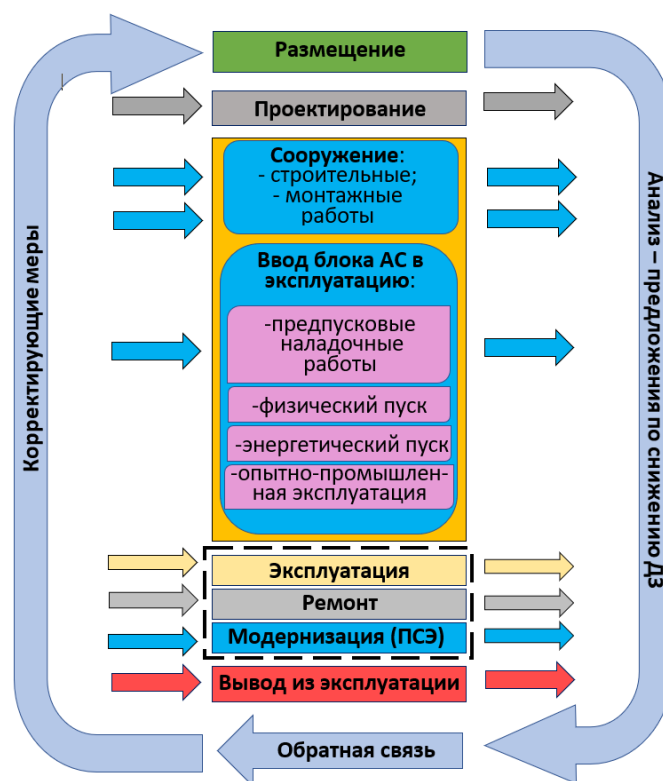


Рисунок 1.1. Управление дозовыми затратами на этапах жизненного цикла АЭС

Схема позволяет постоянно совершенствовать процесс оптимизации радиационной защиты персонала, устраняя несоответствия и недостатки (с точки зрения облучаемости), выявляемые на всех этапах жизненного цикла.

Ниже рассмотрены особенности формирования дозовых затрат на всех этапах жизненного цикла АЭС с быстрыми натриевыми реакторами, поскольку данный опыт уникален и требует исследования и анализа для учета в реализации инновационных энергоблоков типа БН-1200 в составе ЯЭС 4-го поколения безопасности [35]-[38].

1.1. Проектирование

Особая значимость этапа проектирования АЭС определяется тем, что на этом этапе закладываются базовые решения, связанные не только с расчетом

(определением) вида и необходимой толщины биологической защиты, обеспечивающей допустимые уровни излучения на рабочих местах персонала в помещениях различных категорий, регламентированные Санитарными правилами проектирования и эксплуатации АЭС [38], но и с оптимизацией компоновки радиоактивного оборудования с различными уровнями излучения, обеспечивающей минимальное воздействие на персонал при эксплуатации. В мировой практике имеются неоднократные примеры «неудачных» компоновочных решений, особенно в проектах начального этапа развития атомной энергетики, приведшие к повышению «непродуктивных» доз облучения. Например, на реакторе в Уинфрите (Великобритания) нерадиоактивное оборудование системы подачи жидкости при аварийной остановке, требующее частого обслуживания, было размещено около питательных трубопроводов первого контура, отложение шлама в которых создавало мощность дозы в помещениях 200-400 мбэр/ч. В результате этого, операции по подготовке к ремонту (демонтаж-монтаж теплоизоляции, лесов и т.д.) сопровождались повышенными дозами облучения, например, в 1975 г. коллективная доза на эти работы составила свыше 40 чел·бэр. По оценкам, размещение этого оборудования в отдельных помещениях на подобной АЭС приводит к сокращению облучения на 70 чел·бэр/год [40]. К сожалению, и в настоящее время при проектировании не всегда учитывается опыт прошлых лет.

Задача даже предварительной компоновки АЭС, т.е. задача размещения оборудования и защиты в здании АЭС, не из легких. Поэтому, если есть прототип и подробная о нем информация, то нужно её использовать, так как это облегчит решение задачи и исключит возможные дефекты биологической защиты, на исправление которых потребуются дополнительные материальные и трудовые затраты, а ряде случаев и дозовые [41].

Опыт проектирования АЭС показывает, что в защите реакторов и оборудования технологического контура всегда имеются различные неоднородности. Это каналы, щели, полости либо пустые, либо заполненные материалами, по защитным свойствам уступающими материалам защиты.

Неоднородности могут быть причиной значительного локального повышения мощности дозы нейтронов и γ – излучения за защитой. Чтобы снизить влияние канала, щели или другой неоднородности в защите на радиационную обстановку за защитой, необходимо прежде всего, насколько это возможно, уменьшать площадь его поперечного сечения, увеличивать длину канала, делая его, например, наклонным, ступенчатым, изогнутым или даже винтообразным (рис. 1.2, 1.3).

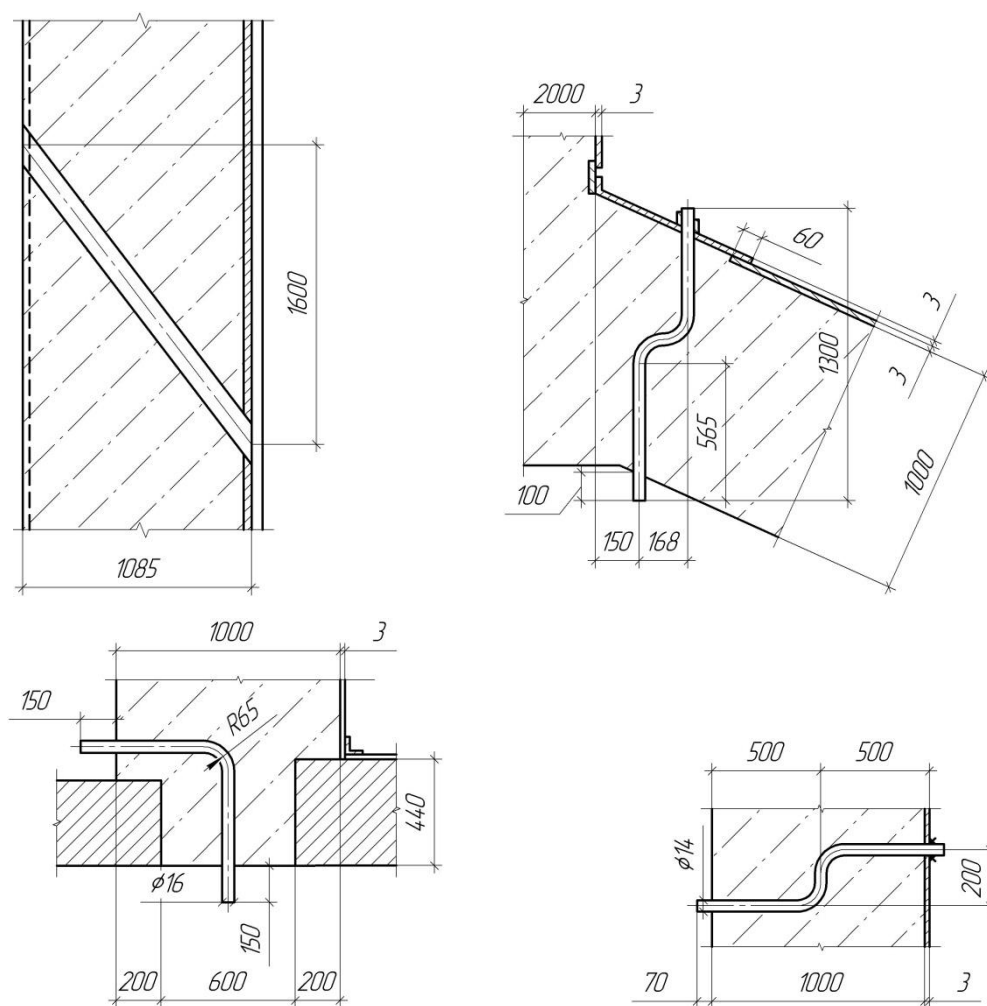


Рисунок 1.2. - Типы «косых» проходов в стенах и перекрытиях помещений РУ БН-600

Канал или щель следует заполнять (по возможности) подходящим материалом или устанавливать в канал пробки из материала, обладающего более высокими защитными свойствами, чем материал защиты. Известно, например, что плотность потока нейтронов или γ -излучения за защитой с щелью можно уменьшить в 250 – 300 раз, если щель сделать ступенчатой. Высоту сдвига

(высоту ступени) надо сделать равной удвоенной высоте щели. Плотность потока тепловых нейтронов за щелью можно существенно уменьшить, облицевав щель эффективным поглотителем тепловых нейтронов [41].

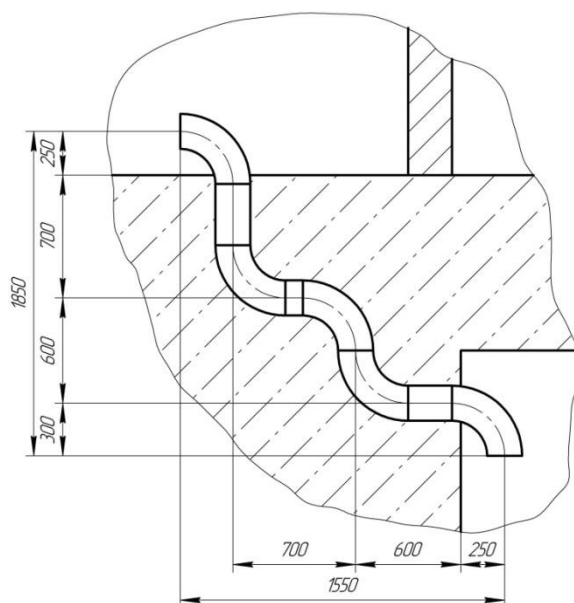


Рисунок 1.3. Конфигурация трубопровода, заложенного в стены помещения индикаторов окислов первого контура РУ БН-600

При проектировании биологической защиты РУ на быстрых нейтронах необходимо учитывать значительно бóльшие по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах значения мощности нейтронного и гамма-излучения. Так, в помещениях первого контура РУ БН-600 установлены по две защитных двери толщиной по 300 мм каждая (рис.1.4). Кроме того, в сечении дверь имеет форму трапеции, что исключает возможность «прострелов» через раму двери (наиболее уязвимое место в защите с учетом наличия теплоизоляции и облицовки в дверном проеме).

Ошибки при первоначальном выборе дверей и неиспользование опыта проектирования прототипов могут привести к дополнительным финансовым затратам, трудозатратам, а в ряде случаев – дозозатратам. Например, использование дополнительной разборной защиты в виде стальных пластин, заполняющих дверной проём (масса на один проём ≈ 4 т), для компенсации

недостаточной толщины дверей, вызывает необходимость ее демонтажа-монтажа при каждом вскрытии дверей с сопутствующими этим работам дозозатратами.

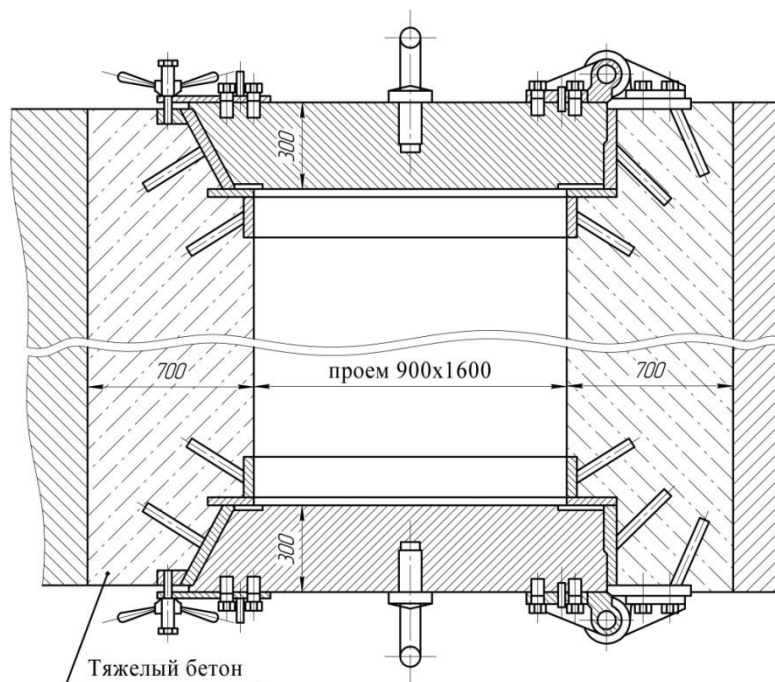


Рисунок 1.4. Защитные двери в помещения первого контура РУ БН-600

Предварительно эффективность биологической защиты выявляют в результате анализа проектно-сметной документации и комплексного обхода помещений сооружаемого энергоблока до начала этапа физического пуска, остальные дефекты можно выявить только при работе реактора на мощности (на этапах энергопуска и опытно-промышленной эксплуатации) на уровнях мощности РУ от 5 до 100% от номинальной по специальной программе. Предварительно необходимо произвести «фоновые» измерения в помещениях энергоблока.

В процессе анализа помещений и радиационного анализа вновь сооружаемого энергоблока могут быть выявлены следующие дефекты радиационной защиты: прямые проходки (вентиляционные, кабельные, технологические, гермопроходки и т.п.) из помещений первого контура (рис.1.5); «тонкие» двери помещений первого контура, «тонкие» стены и перекрытия смежных с ними помещений; зазоры по периметру верхней неподвижной защиты вокруг насосов и теплообменников I контура.

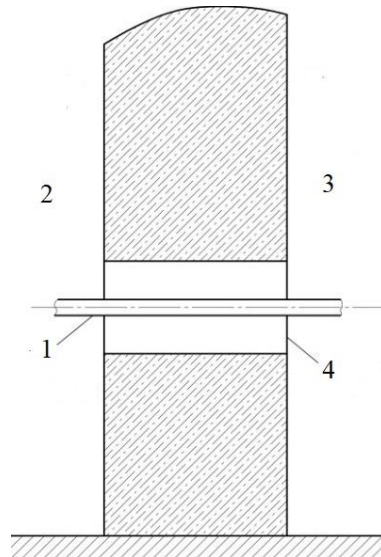


Рисунок 1.5. Проходка (для трубопровода подачи сжатого воздуха) в помещении индикаторов окислов I контура: 1 – трубопровод; 2 – технологический коридор; 3 – помещение ЗКД; 4 – прямая проходка

Этап проектирования важен с точки зрения исключения дополнительных материальных и трудовых затрат на устранение дефектов биозащиты, а в некоторых случаях появления регулярных дополнительных трудо- и денежных затрат на демонтаж-монтаж дополнительной защиты.

Основными техническими мероприятиями по устранению дефектов биологической защиты являются: установка блоков радиационной защиты внутри проходов клапанов избыточного давления (КИД), проходов систем вытяжной вентиляции; заделка проходов (трубопроводных, гермопроходов, кабельных, незаделанных, заделанных) защитной смесью с плотностью не менее 2,3 т/куб. м (рис.1.6) на всю длину (при необходимости со свинцовой дробью); монтаж дополнительной радиационной защиты (экранирование) в помещениях I контура и их дверных проемах и т.п.

В случае невозможности установки экранов и выполнения других технических мероприятий принимаются организационные мероприятия, основными из которых являются ограничение доступа и времени пребывания в помещениях.

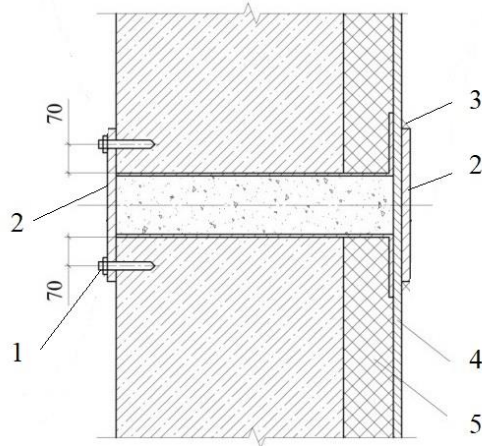


Рисунок 1.6. Узел заделки проходок в помещениях ЗКД: 1 – анкер; 2 – стальной лист; 3 – сварной шов; 4 – облицовка; 5 – теплоизоляция

Для исключения прямых «прострелов» из помещений I контура в технологические коридоры внутри проходок КИД в качестве радиационной защиты использованы металлические блоки, представляющие в поперечном сечении сегмент круга с углом 120° . Внутри каждой проходки КИД устанавливается три блока в определенной геометрии с целью полного перекрытия сечения проходки (рис. 1.7).

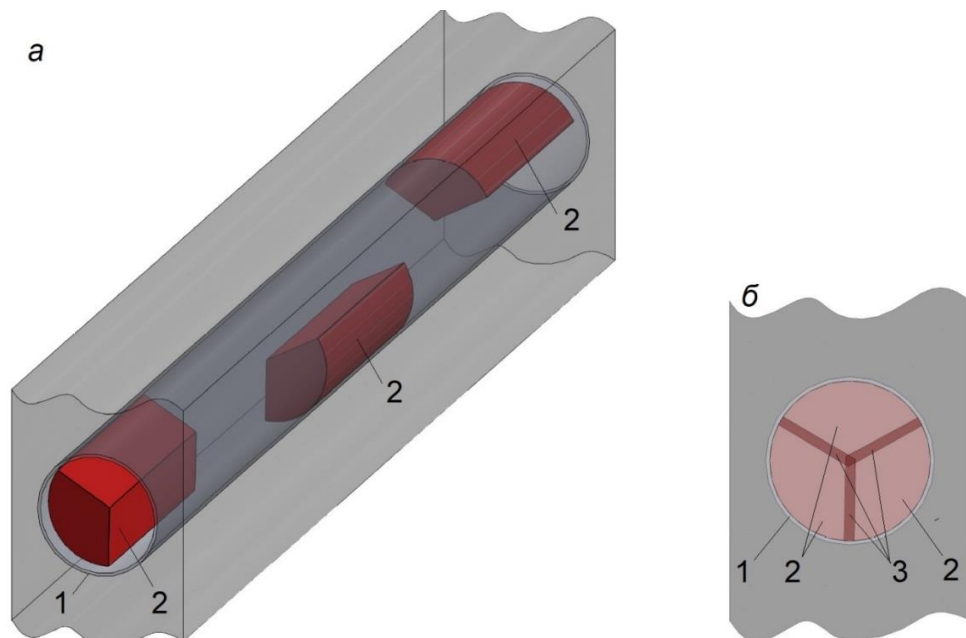


Рисунок 1.7. Проходка системы вентиляции с КИД: 1 – проходка (закладная труба); 2 – блок радиационной защиты; 3 – область взаимного перекрытия блоков

Внутри проходок систем вытяжной вентиляции в качестве радиационной защиты использованы металлические блоки в форме прямоугольного

параллелепипеда. Внутри каждой проходки устанавливаются два блока в определенной геометрии с целью полного перекрытия сечения проходки (рис. 1.8, а, б).

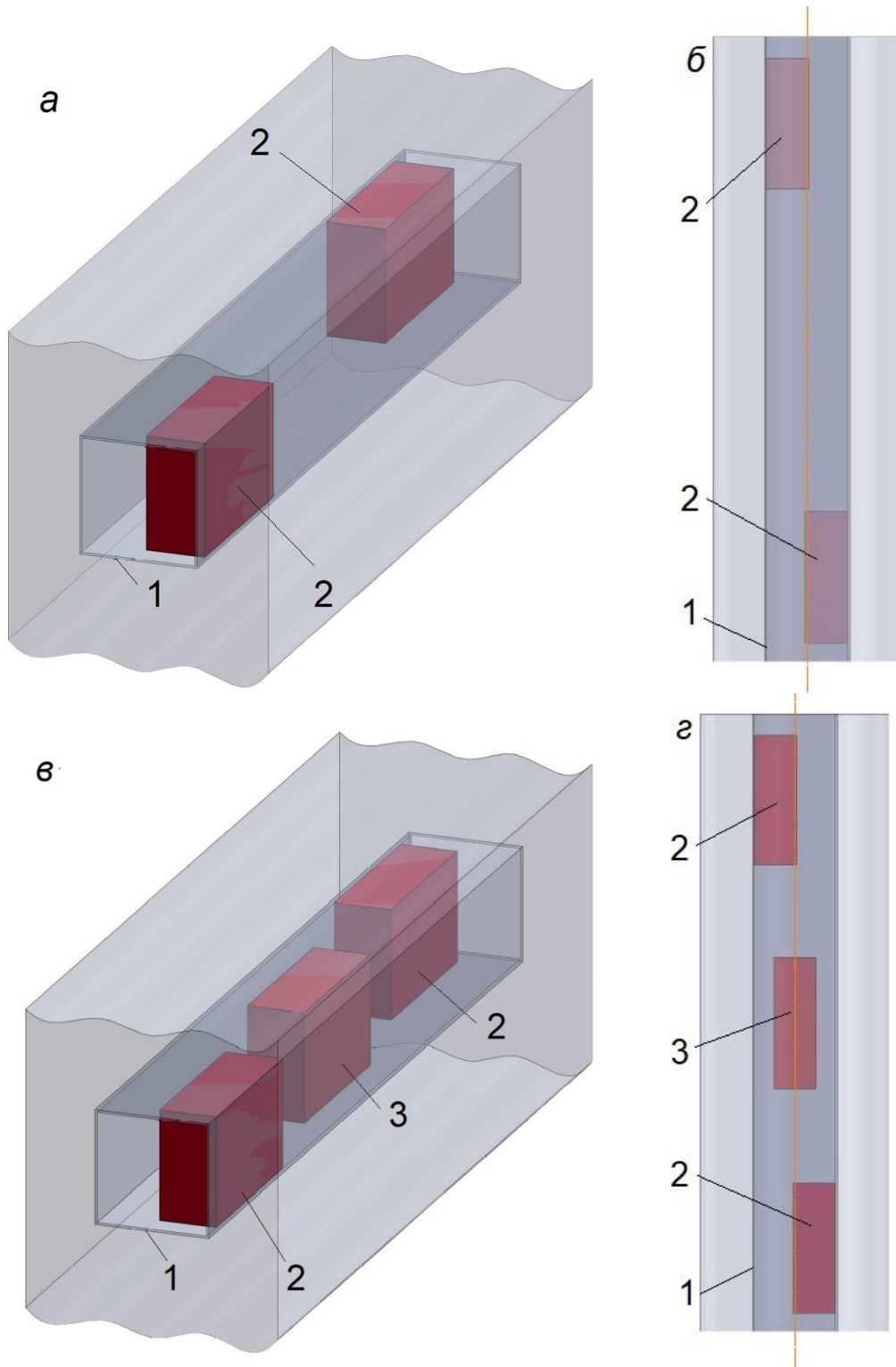


Рисунок 1.8. Проходка с блоками радиационной защиты до (а, б) и после реконструкции (в, г): 1 – проходка системы вентиляции; 2 – проектные блоки радиационной защиты; 3 – дополнительные блоки

При проведении контроля качества монтажа и проверке эффективности радиационной защиты с использованием источника ^{192}Ir дефектоскопа «Гаммарид» (активность 19 грамм-эквивалент радия, 10 Ки) в проходках была обнаружена недостаточная эффективность блоков радиационной защиты, отсутствие полного перекрытия сечения проходки.

При доработке радиационной защиты внутри проходок КИД был увеличен угол сегмента круга до 240° для достижения максимального перекрытия поперечного сечения проходки, соблюдая при этом требуемое проходное сечение; внутри проходок систем вытяжной вентиляции установили дополнительный (третий блок) для достижения максимального перекрытия поперечного сечения проходки, соблюдая при этом требуемое проходное сечение (рис. 1.8, в, г).

1.2. Строительство энергоблока АЭС

1.2.1. Монтажные и предпусковые наладочные работы

На этапе строительства энергоблока с реактором БН-800 (2012-2015) дозовые затраты были обусловлены на 100% воздействием от приборов, применяемых при радиографическом контроле.

Индивидуальный дозиметрический контроль (ИДК) персонала был организован в 2012 г. с началом работ по эксплуатационному контролю металла (дефектоскопии) с применением рентгеновских и гамма-дефектоскопов.

Текущий контроль хронического облучения осуществляется дозиметрами Harshaw в комплекте со считывателями Harshaw 6600 Lite.

Оперативный контроль осуществлялся сначала электронными прямопоказывающими дозиметрами ДКГ-05Д в комплекте со считывателями УС-05С, в декабре 2013 г. были введены в эксплуатацию электронные прямопоказывающие дозиметры DMC2000S и DMC2000GN в комплекте со считывателями LDM220.

В таблице 1.1 и на рис. 1.9 приведены дозы облучения по годам с начала организации ИДК на блоке БН-800 (по показаниям прямопоказывающих дозиметров)

Таблица 1.1

Дозовые затраты по видам работ

Вид работы	Дозозатраты по годам по видам работ, чел·Зв			
	2012	2013	2014	2015
Дефектоскопия	0,003	0,016	0,052	0,058
Эксплуатация	-	-	0,001	0,003
Радиационные измерения	-	-	0,001	
Работа с топливом	-	-	0,002	0,003
Ремонтные операции	-	-	0,011	0,001
ИТОГО	0,003	0,016	0,068	0,065

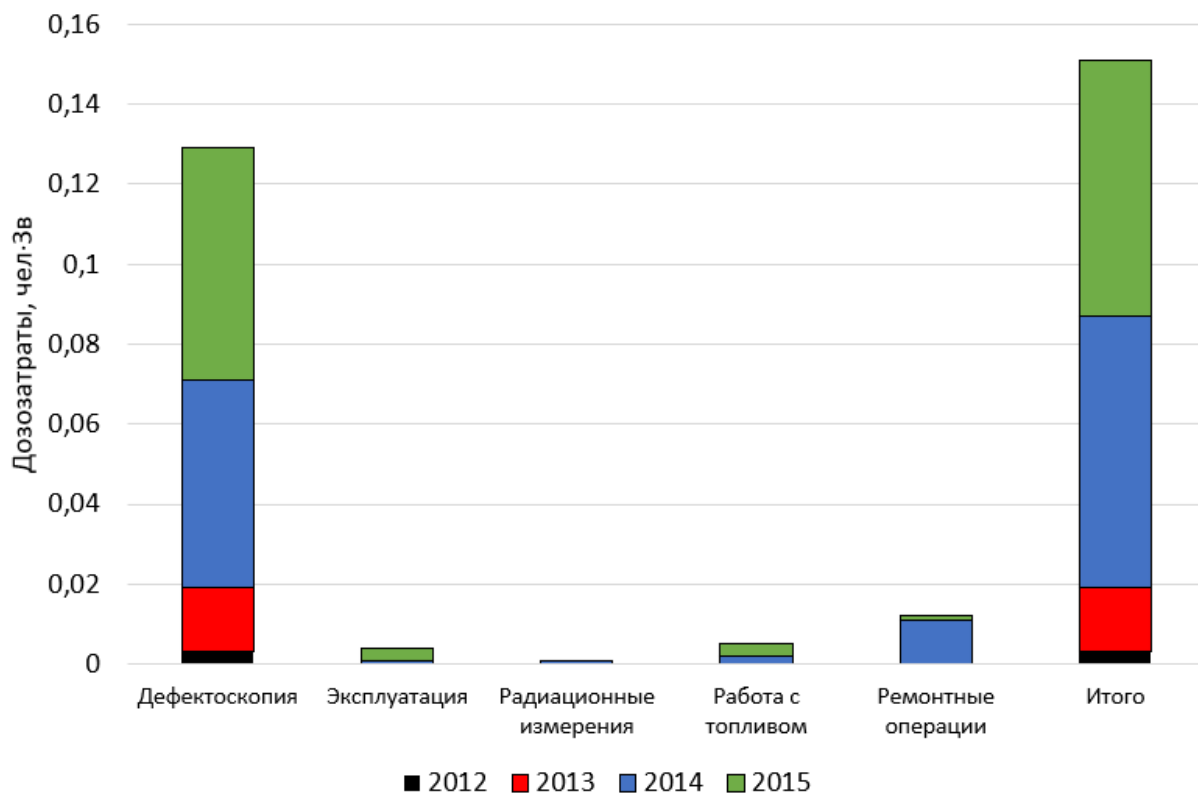


Рисунок 1.9. Дозовые затраты при сооружении энергоблока с реактором БН-800 (до энергопуска)

Работы по дефектоскопии в период до энергетического пуска можно отнести к дозозатратам при сооружении энергоблока № 4. Дозовые затраты за весь период строительства при радиографическом контроле составили 0,129 чел·Зв.

Коллективные дозозатраты при данных работах определяются в основном количеством операций при радиографическом контроле. Так, отделом дефектоскопии металлов и технического контроля (ОДМиТК) за период с 01.10.2014 по 01.11.2015 г. было выполнено 4017 операций при радиографическом контроле (от 2 до 6 операций на одно сварное соединение в зависимости от его вида и диаметра трубопровода) на 1188 сварных соединениях размером от $\varnothing 14 \times 2$ до $\varnothing 630 \times 8$ мм (табл. 1.2).

За этот период коллективные дозозатраты при радиографическом контроле ОДМиТК составили 20,96 чел·мЗв (в среднем 5 чел·мкЗв на 1 операцию).

Таблица 1.2

Радиография сварных соединений

Типоразмер сварных соединений.	Количество сварных соединений	Количество операций на одно сварное соединение.
$\varnothing 530 \times 28$	72	5
$\varnothing 530 \times 8$	27	5
$\varnothing 630 \times 8$	11	6
$\varnothing 48 \times 4$	19	3
$\varnothing 57 \times 5$ и 76×6	87	4
$\varnothing 32 \times 3.5$ и 38×3	370	3
$\varnothing 465 \times 38$	4	5
$\varnothing 133 \times 14$	17	4
$\varnothing 219 \times 26$	71	4
$\varnothing 426 \times 24(36)$	15	5
$\varnothing 168 \times 18$	61	4
$\varnothing 159 \times 5$	26	4
$\varnothing 377 \times 32$	27	4
$\varnothing 28 \times 3$	132	2
$\varnothing 14 \times 2$	111	2
Угловые $\varnothing 38 \times 8$	64	4
Угловые $\varnothing 28 \times 6$	32	4
$\varnothing 273 \times 11$	24	4
$\varnothing 325 \times 28$	18	4
ИТОГО	1188	4017 операций

Исходя из этого, зная общее количество операций по радиографическому контролю, можно определить примерную коллективную дозу при

радиографическом контроле при строительстве нового энергоблока (при соответствующей квалификации персонала).

В период с 25.12.2013 г. по 9.01.2014 г. был осуществлен газовый разогрев реактора и заполнение первого контура натриевым теплоносителем.

1.2.2. Физический пуск энергоблока с реактором БН-800

Разрешение Ростехнадзора на ввоз ядерного топлива и использование ТВС в системе реактора БН-800 было получено 15.01.2014 г. Этап физпуска начался с установки пускового источника нейтронов и первой ТВС в активную зону реактора (01.02.2014-2.02.2014 г.). В период с 02.02.2014 г. по 23.07.2014 г. выполнена последующая загрузка ТВС в активную зону.

Выход на минимальный контролируемый уровень мощности реактора (МКУ) – 0,01% от $N_{ном}$ осуществлен 27.06.2014 г. [42]. Первый этап физпуска («первый физпуск») был завершен 30 июля 2014 года. После модификации ТВС [43] 27.07.2015 г. был проведен второй этап физпуска (повторный физпуск). В этот период все дозозатраты (кроме радиографии) можно отнести к этапу физического пуска энергоблока. Дозозатраты на этапе физического пуска составили 0,02 Зв

В 2014 году дозовые затраты при ремонтных операциях обусловлены в основном доработкой трубопроводов в здании главного корпуса, а при работах с топливом определяются в основном комплектацией свежих ТВС.

1.2.3. Энергетический пуск и освоение мощности

Началом энергетического пуска, когда был осуществлен первый «толчок» турбины, считается 25.11.2015 г. Энергоблок с РУ БН-800 был включен в сеть и начал вырабатывать электроэнергию в энергосистему Урала 10 декабря 2015 г. в 21-21 [44]. Датой завершения энергетического пуска энергоблока с реактором БН-800 является 9 февраля 2016 г.

В течение 2016 года шло постепенное освоение мощности на этапах энергетического пуска, а затем на этапах опытно-промышленной эксплуатации, проводились проверки и испытания оборудования и систем на различных уровнях мощности и в различных эксплуатационных режимах. Испытания завершились в августе 2016 года 15-суточным комплексным опробованием на 100 % уровне мощности, в ходе которого энергоблок подтвердил, что способен стабильно нести нагрузку на номинальной мощности в соответствии с проектными параметрами.

На основании разрешения Госкорпорации «Росатом» приказом АО Концерна «Росэнергоатом» 31 октября 2016 года энергоблок с реактором БН-800 введён в промышленную эксплуатацию [45].

1.3. Эксплуатация

1.3.1. Обзор данных по облучаемости персонала быстрых натриевых реакторов в мире

Исследование и анализ дозовых затрат при эксплуатации мощных энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем представляет особый интерес, поскольку данный тип реакторов относится к одному из шести вариантов ядерных энергетических систем (ЯЭС), отнесенных к четвертому поколению безопасности GIF-IV⁵.

Проведенный обзор литературных источников выявил, что имеются лишь разрозненные сведения [46]-[48] по облучаемости персонала быстрых натриевых реакторов, в основном экспериментальных, в базе данных ISOE [1] приведены данные только за 2007 и 2008 гг. по РУ Phénix (Франция). Наиболее «представительный» материал по дозовым затратам персонала быстрых натриевых реакторов представлен в статье [49], однако здесь приведены недостоверные данные по РУ БН-600.

⁵ The Generation IV International Forum

Тем не менее, в различных источниках делается заключение о том, что энергоблоки АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем имеют наименьшие годовые коллективные дозы по сравнению с другими типами РУ.

На основании исследований данных по облучаемости для выявления общих закономерностей были построены зависимости изменения годовых коллективных доз от продолжительности эксплуатации для зарубежных АЭС с быстрыми натриевыми реакторами (FBTR, EBR-II, FFTF, Phénix, PFR, Superphénix) (рис. 1.10) и АЭС и АЭС, построенных по отечественным проектам, включая РУ БН-350 в Актау (рис. 1.11).

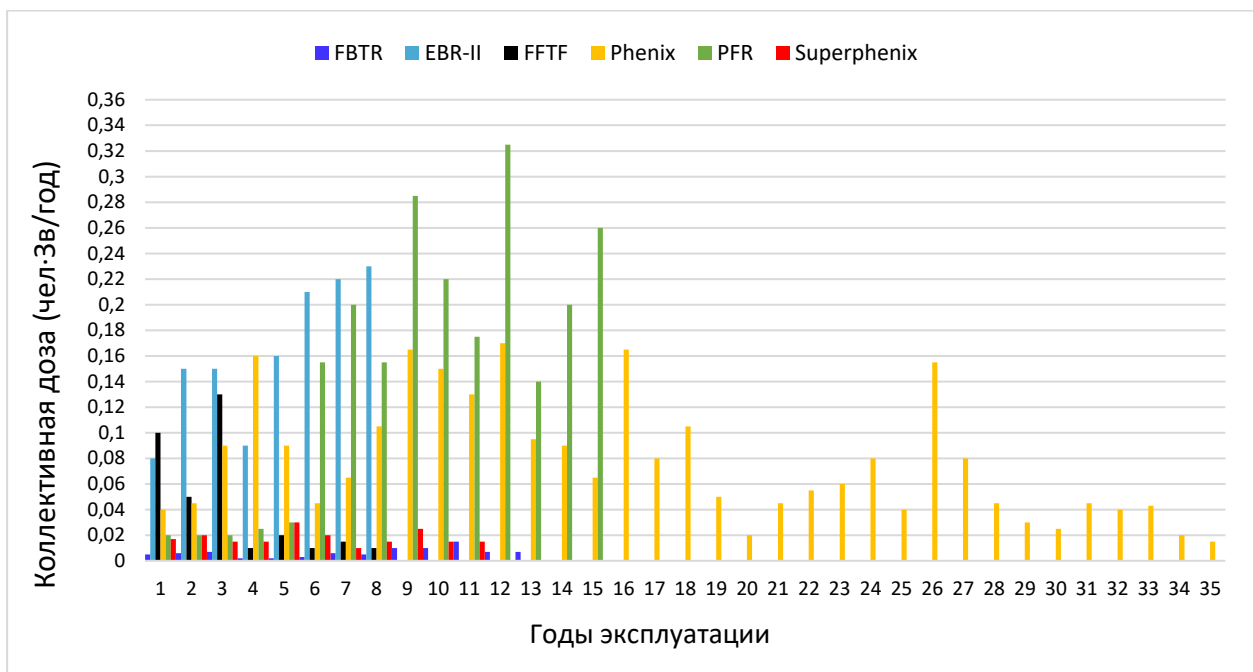


Рисунок 1.10. Коллективные дозы при эксплуатации зарубежных реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (по годам эксплуатации)

Реакторная установка с натриевым теплоносителем БН-350 эксплуатировалась с 16.07.1973 по 22.04.1999, РУ БН-600 находится в эксплуатации с 08.04.1980, РУ БН-800 – с 10.12.2015.

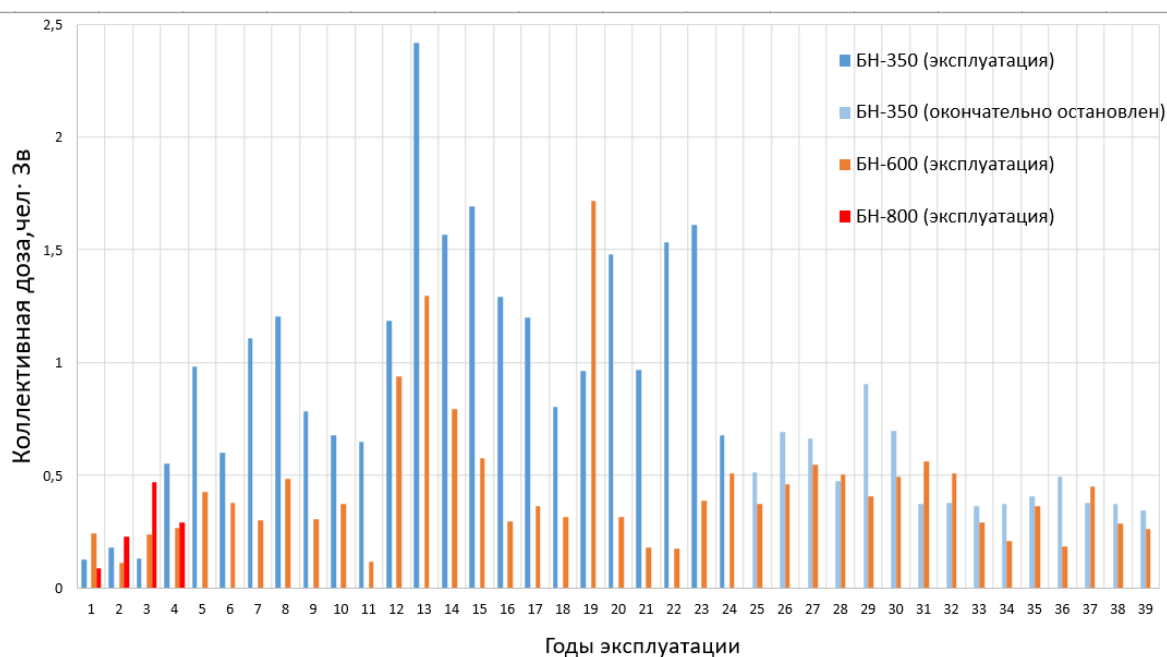


Рисунок 1.11. Коллективные дозы при эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-350, БН-600 и БН-800 (по годам эксплуатации)

Достигнутые для энергоблоков с реакторами БН-600 и БН-800 коллективные дозы облучения являются одними из наиболее низких в мировой атомной энергетике [20]. В связи с этим программой оптимизации радиационной защиты (2020-2024) [14], принятой АО «Концерн Росэнергоатом», к 2024 году для энергоблоков с БН-600 и БН-800 установлены целевые показатели по максимальной индивидуальной дозе – 10 мЗв/год и коллективной – 0,3 чел·Зв/(блок·год).

1.3.2. Дозовые затраты персонала при эксплуатации РУ БН-600

На рис. 1.12 приведены данные по ежегодной коллективной дозе персонала и прикомандированных лиц в период с 1980 по 2020 гг.

Как видно из графика, на общем фоне выделяются 1991-1992 и 1998 годы, когда коллективная доза превысила значения в 1 чел·Зв. В эти периоды времени проводились трудо- и дозоемкие работы по ожоуживанию трубопроводов первого контура (1991-1992) и работы по восстановлению центральной поворотной колонны ЦПК (1998) [50].

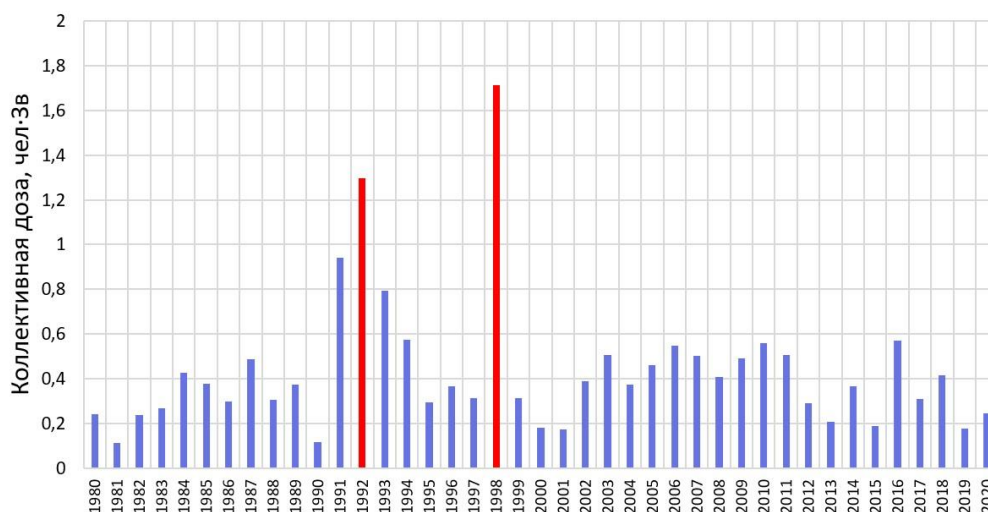


Рисунок 1.12. Годовые коллективные дозы для энергоблока БН-600

В табл. 1.3 приведены данные по дозозатратам персонала при выполнении радиационно-опасных работ на энергоблоке с РУ БН-600. Результаты относятся к дозам внешнего облучения и приведены по показаниям дозиметров оперативного контроля⁶ (до 2005 года – данные по дозиметрам Д-2Р, с 2005 года – данные по показаниям прямопоказывающих электронных дозиметров).

На рисунках 1.13-1.16 приведены коллективные дозозатраты на РУ БН-600 по показаниям дозиметров оперативного контроля (при выполнении РОР) по отдельным видам работ.



Рисунок 1.13. Коллективные дозозатраты по видам ремонтных работ при РОР на РУ БН-600, чел·Зв

⁶ Примечание – данные оперативного контроля приведены с 1991 года. Обобщенная информация за более ранние годы отсутствует. Вполне возможно такой анализ не проводился.

Дозозатраты персонала при выполнении радиационно-опасных работ на РУ БН-600

Вид работы	Дозозатраты по годам по видам работ при выполнении РОР, чел·Зв																													
	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020
Дефектоскопия	0,026	0,058	0,036	0,055	0,036	0,022	0,026	0,048	0,015	0,008	0,016	0,015	0,052	0,02	0,035	0,032	0,023	0,044	0,008	0,007	0,004	0,008	0,001	0,002	0,011	0,012	0,011	0,005	0,004	0,005
Обращение с РАО	0,005	0,004	0,002	0,002	0,004	0,001	0,003	0,003	0,004	0,007	0,004	0,011	0,004	0	0,007	0,003	0,003	0,002	0,004	0,004	0,002	0,002	0,002	0,001	0	0,024	0,002	0,001	0	0,001
Работа с топливом	0,014	0,033	0,019	0,005	0,005	0,004	0,006	0,004	0,007	0,014	0,027	0,043	0,099	0,098	0,133	0,123	0,118	0,095	0,049	0,053	0,038	0,041	0,024	0,037	0,026	0,024	0,021	0,017	0,023	0,030
Работы в «Горячей камере»	0,105	0,088	0,105	0,038	0,032	0,033	0,031	0,022	0,008	0,032	0,028	0,045	0,013	0,036	0,064	0,018	0,022	0,021	0,012	0,031	0,02	0,021	0,013	0,007	0,014	0,004	0,014	0,007	0,001	
Ремонтные операции в ППР	0,659	1,02	0,514	0,404	0,152	0,093	0,127	1,488	0,17	0,033	0,031	0,037	0,109	0,069	0,108	0,095	0,052	0,141	0,297	0,255	0,311	0,071	0,062	0,17	0,038	0,099	0,064	0,096	0,034	
Радиационные измерения	0,01	0,016	0,013	0,015	0,012	0,026	0,017	0,027	0,009	0,005	0,005	0,007	0,006	0,014	0,012	0,014	0,005	0,002	0,002	0,003	0,008	0,006	0,006	0,003	0,006	0,005	0,010	0,012	0,010	0,008
Ремонтные операции при работе реактора на мощности	0,116	0,068	0,082	0,053	0,052	0,183	0,096	0,106	0,091	0,077	0,051	0,187	0,148	0,079	0,063	0,183	0,221	0,097	0,074	0,151	0,066	0,068	0,051	0,106	0,06	0,355	0,146	0,080	0,052	0,068
Эксплуатация	0,006	0,009	0,021	0,004	0,003	0,012	0,01	0,017	0,01	0,005	0,011	0,045	0,077	0,058	0,04	0,081	0,059	0,063	0,046	0,055	0,058	0,076	0,049	0,04	0,033	0,047	0,041	0,040	0,050	0,041
ИТОГО	0,94	1,296	0,792	0,575	0,296	0,366	0,314	1,715	0,314	0,18	0,174	0,39	0,508	0,374	0,461	0,549	0,503	0,407	0,492	0,561	0,507	0,291	0,209	0,366	0,187	0,570	0,309	0,416	0,177	0,246

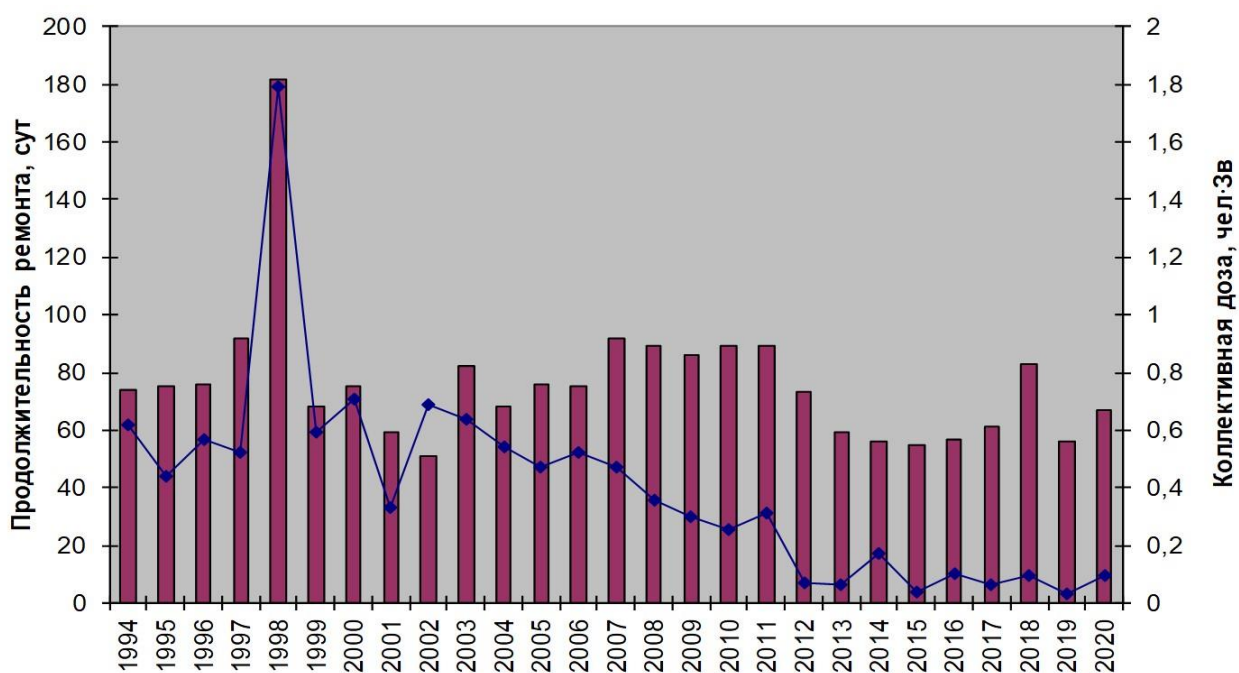


Рисунок 1.14. Коллективные дозы и продолжительность ремонтов на РУ БН-600



Рисунок 1.15. Коллективные дозозатраты по видам работ (работы с топливом и в горячей камере при РОР на РУ БН-600, чел·Зв)

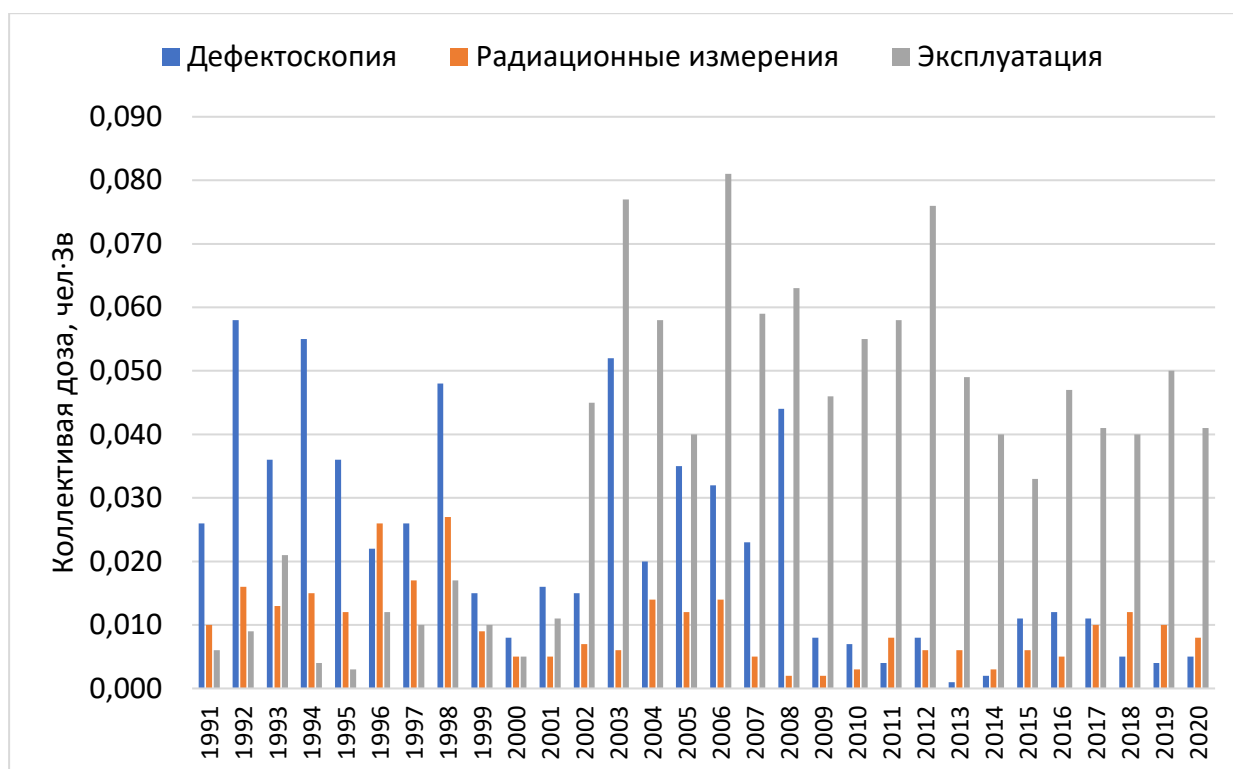


Рисунок 1.16. Коллективные дозозатраты по видам работ (дефектоскопия, радиационные измерения и эксплуатация при РОР на РУ БН-600, чел·Зв

При анализе данных на диаграмме (рис. 1.15) по виду работ: «Работа в Горячей камере» увеличение дозовых затрат в 1993, 2002, 2005 г.г. объясняется большим объемом ремонтных работ оборудования и оснастки, применяемых при исследовании ОТВС.

Увеличение по некоторым годам до 2005 года дозовых затрат по дефектоскопии обусловлено увеличенным объемом работ в помещениях ЗКД, в которых дозы облучения формируются в том числе, исходя из радиационной обстановки в них. Увеличение дозовых затрат по дефектоскопии за период 2005-2008 гг. обусловлено увеличенным объемом работ по радиографическому контролю при массовой замене модулей парогенераторов в рамках работ по продлению срока эксплуатации энергоблока с реактором БН-600. Так, при замене одной секции парогенератора, состоящей из трех функциональных модулей (испаритель, основной и промежуточный пароперегреватели), необходимо произвести сварку более двадцати стыков трубопроводов с патрубками моделей

размерами от $\text{Ø}16 \times 2,5$ до $\text{Ø}445 \times 14$. В состав энергоблока БН-600 входят три парогенератора, каждый из которых включает восемь секций [51] [52].

Увеличение дозовых затрат по виду работ: “Эксплуатация” (рис. 1.16) с 2002 года обусловлено организационно-техническими мероприятиями по совершенствованию контроля облучаемости при выполнении РОР:

- стали применяться прямопоказывающие дозиметры оперативного контроля, фиксирующие показания от 0,1 мкЗв (у применяемых ранее дозиметров Д-2Р показания фиксировались с 0,1 мЗв с шагом измерения 0,1 мЗв);
- весь оперативный персонал при входе в ЗКД стал обеспечиваться дозиметрами оперативного контроля.

Проанализировав данные по всем видам работ можно утверждать, что в среднем годовая коллективная эффективная доза при эксплуатации энергоблока с РУ БН-600 не превысит 0,4 чел·Зв/год при условии отсутствия незапланированных дозоёмких работ.

1.3.3. Оценка дозовых затрат персонала при эксплуатации энергоблоков с РУ БН-800 и БН-1200

Технологии быстрых натриевых реакторов имеют значительный потенциал в решении системных проблем современной ядерной энергетики, к которым относятся непрерывное увеличение количества отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и радиоактивных отходов (РАО) (ближнесрочная проблема) и ограниченность топливной базы ввиду низкой эффективности полезного использования природного урана (дальнесрочная проблема) [53]. Нарастание атомных мощностей в мире ведет к обострению проблемы накопления ОЯТ. Эта проблема при сохранении современного технологического уклада атомной энергетики будет отрицательно влиять на ее конкурентоспособность. Перспективная крупномасштабная ядерная энергетика должна обладать гарантированной безопасностью, экономической устойчивостью и конкурентоспособностью, отсутствием ограничений по сырьевой базе на

длительный период времени, экологической устойчивостью (малоотходностью). Этим условиям удовлетворяют ядерные энергетические системы с реакторами на быстрых нейтронах (РБН) с жидкометаллическим теплоносителем [54]. Одной из важнейших задач энергоблока с реактором БН-800, пущенного в 2015 году, является отработка отдельных этапов замкнутого ядерного топливного цикла и освоение новых видов топлива.

БН-1200 относится к реакторным установкам повышенной безопасности, благодаря оптимальному сочетанию референтных и новых решений, обеспечению высоких показателей безопасности, технико-экономических характеристик, возможности расширенного воспроизводства топлива может быть использован в ядерных энергетических системах (ЯЭС) четвертого поколения безопасности.

В основе прогноза структуры облучаемости при эксплуатации РУ БН-800 и БН-1200 лежит преемственность конструкционных и компоновочных решений реактора, системы перегрузки ядерного топлива и вспомогательных систем, связанных с первым контуром, а также изменения. При оценке коллективной дозы облучения при эксплуатации РУ БН-800 предполагалось, что активность натрия первого контура по ^{137}Cs соответствует уровню, длительное время поддерживаемому на энергоблоке БН-600 [50]. Работы на оборудовании первого контура проводятся на остановленном реакторе после распада ^{24}Na [55], [56], на оборудовании второго контура могут проводиться при работающем реакторе, на оборудовании системы охлаждения барабана отработавших сборок (БОС), тракта перегрузки топлива и системы отмывки ТВС могут проводиться как на работающем, так и на остановленном реакторе. На рис. 1.17 представлены расчетные уровни дозовых затрат при нормальной эксплуатации энергоблока с реактором БН-800 [57].

Коллективная доза облучения персонала реакторной установки БН-800 находится на уровне величин облучения персонала БН-600. Определяющий вклад в дозозатраты вносят ремонтные работы, вклад дефектоскопии составляет 6,4%. Дозозатраты при обращении со свежим топливом по опыту эксплуатации БН-600 не превышают 0,5% от коллективной дозы.

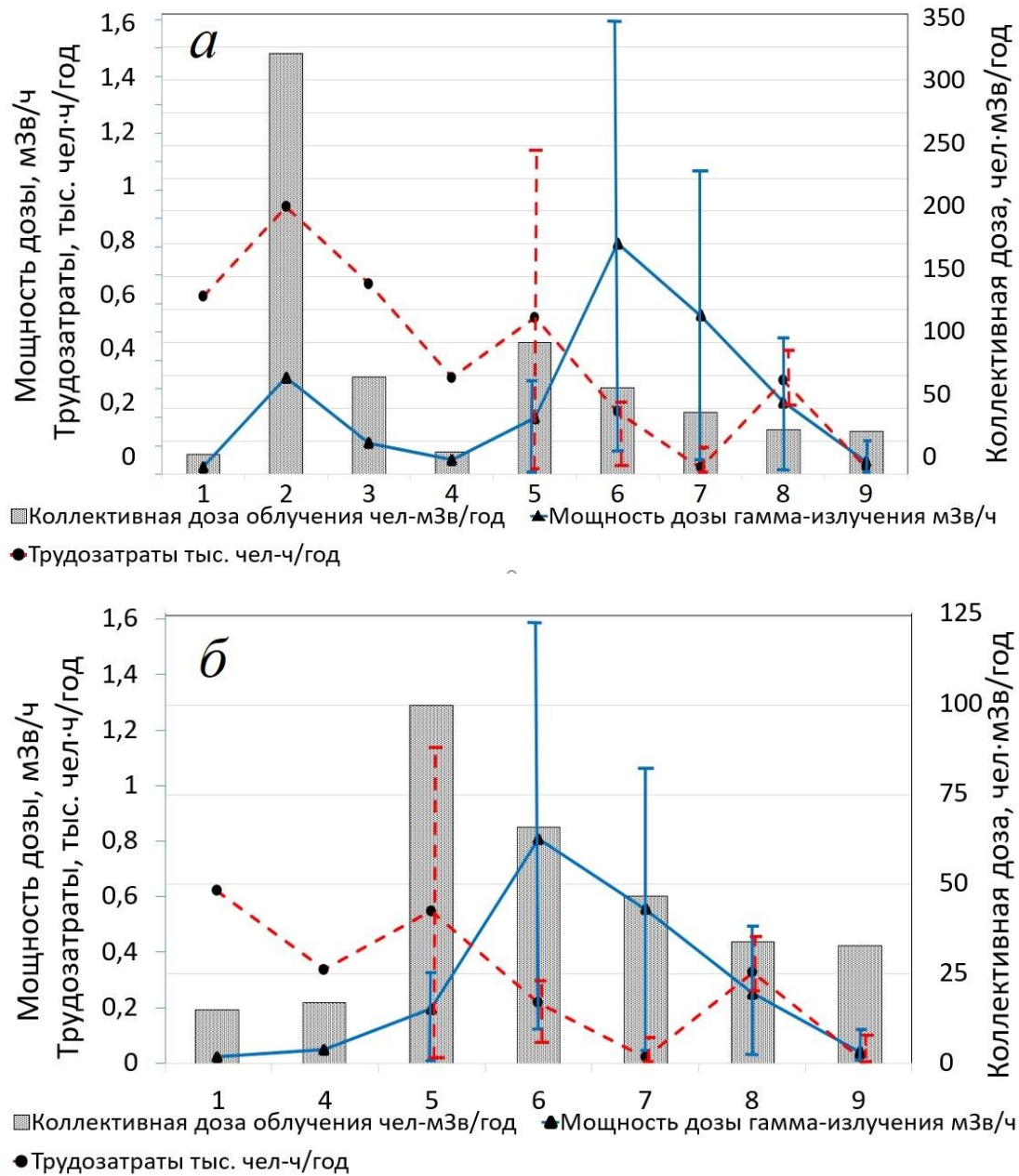


Рисунок 1.17. Прогноз структуры годовых коллективных доз облучения персонала для энергоблока АЭС с БН-800 (а) и БН-1200 (б): 1 – эксплуатация; 2 – ремонтные работы на вспомогательном натриевом оборудовании первого контура; 3 – на оборудовании системы охлаждения БОС; 4 – на оборудовании газовой системы первого контура; 5 – на оборудовании тракта перегрузки топлива и системы обмывки ТВС; 6 – замена и ремонт оборудования, извлеченного из реактора; 7 – дефектоскопия; 8 – защитная камера; 9 – экспериментальные работы.

В проект энергоблока РУ БН-1200 внесен ряд усовершенствований, повышающих безопасность, в том числе снижающих дозовые затраты персонала. В частности, исключены внешние системы очистки натрия первого контура. В проекте предусмотрены ловушки окислов натрия, располагаемые в корпусе

реактора (рис. 1.18) [20]. Исключен барабан отработавших топливных сборок (БОС) за счет увеличенного срока выдержки ОТВС во внутриреакторном хранилище и снижения энергонапряженности активной зоны) [58]. Это приведет к отсутствию регламентных работ по ремонтному обслуживанию соответствующих систем, соответственно, к исключению - дозовых затрат на их проведение.

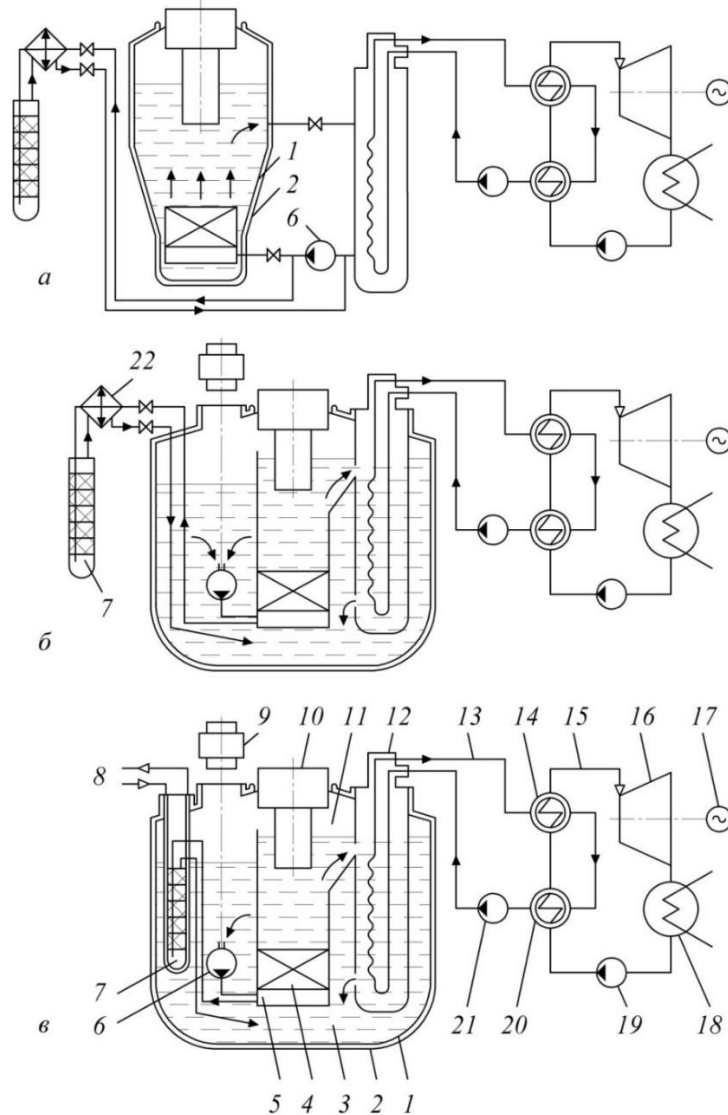


Рисунок 1.18. Компоновки реакторов на быстрых нейтронах – петлевая (а) и интегральная с вынесенной (б) и внутрикорпусной (в) системами очистки натрия первого контура: 1 – основной корпус реактора; 2 – страховочный корпус; 3 – натрий первого контура; 4 – активная зона и зона воспроизводства; 5 – напорная камера; 6 – ГЦН первого контура; 7 – фильтр-ловушка системы очистки; 8 – система охлаждения фильтр-ловушки; 9 – электропривод ГЦН; 10 – поворотные пробки системы перегрузки; 11 – аргоновая подушка; 12 – ПТО; 13 – натрий второго контура; 14 – пароперегреватель парогенератора; 15 – перегретый пар; 16 – турбина; 17 – электрический генератор; 18 – основной конденсатор турбины; 19 – циркуляционный насос; 20 – испаритель парогенератора; 21 – ГЦН второго контура; 22 – рекуператор системы очистки натрия

В то же время, в состав первого контура РУ БН-1200 входят четыре циркуляционных петли и, соответственно, четыре ГЦН-1. Это увеличивает объем работ по извлечению и ремонту (соответственно, дозы облучения на эти работы) примерно на треть.

1.4. Продление срока эксплуатации

Энергопуск энергоблока с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600 состоялся 8 апреля 1980 г. Установленный проектом срок эксплуатации энергоблока №3 с РУ БН-600 (30 лет) истек 8 апреля 2010 года. Работы по оценке возможности ПСЭ энергоблока с РУ БН-600 были инициированы Белоярской АЭС в 1998 г.

Основой возможности продления срока эксплуатации (ПСЭ) энергоблока с реактором БН-600 послужила его надежная и безопасная эксплуатации. Среднее выгорание топлива увеличено с 42 до 70 МВт·сут/кг, продолжительность кампании ТВС ~ в 2,5 раза. За это время произошло 27 течей натрия наружу (из них 5 течей радиоактивного натрия) и 12 течей в ПГ. Течи наружу были обусловлены, в основном, отклонениями в качестве изготовления вспомогательных трубопроводов.

Последняя течь натрия наружу - в 1994 г., в ПГ - в 1991 г. Среднее число аварийных остановов реактора на 7000 ч. работы составило 0,2 (за этот период по АЭС мира – 0,5-0,7). В 2000–2010 гг. аварийные остановки отсутствовали [59].

Возможность эксплуатации энергоблока за пределами срока, установленного проектом, в основном, определяется ресурсными характеристиками незаменимого оборудования. Поэтому сначала был составлен перечень «критических» узлов, определяющих принципиальную возможность ПСЭ реакторной установки (РУ). К таким узлам относятся корпус реактора, напорная камера, подпорка сборок активной зоны (отражатель), коллекторы,

опорный пояс, блок напорного трубопровода, опора теплообменника, трубы боковой радиационной защиты (рис. 1.19) [33].

Работы по обоснованию работоспособности незаменяемого оборудования реактора БН-600 при возможном ПСЭ энергоблока проводились ОКБМ совместно с Белоярской АЭС, ЦНИИ КМ «Прометей», ГНЦ РФ ФЭИ и другими организациями [59].

Важным направлением стала оценка возможности ПСЭ до 45 лет заменяемого оборудования РУ БН-600, с учетом техобслуживания, ремонта и замены отдельных деталей. Результаты анализа работы заменяемого оборудования необходимы для определения своевременного заказа комплекта запасных частей и принадлежностей (ЗИП) и подготовки технологий замены оборудования.

На основании анализа состояния энергоблока с РУ БН-600 был определен ряд мероприятий по повышению безопасности, в том числе - сейсмостойкости.

Рассмотрение сейсмостойчивости блока БН-600 дополнительно актуализировалась в связи с событиями на АЭС Фукусима-1 (Япония, 2011), в результате которых были повреждены 4 энергоблока.

В соответствии с «Программой модернизации» была разработана «Программа работ по проведению расчетов и повышению сейсмостойкости зданий, сооружений, систем и оборудования блока № 3 БАЭС», важных для безопасности I категории сейсмостойкости по НП-031-01 [60], для которых требуется проведение мероприятий по повышению сейсмостойкости. Были выполнены все намеченные мероприятия: расчет прочности строительных конструкций, оборудования и трубопроводов при МРЗ 6 баллов по шкале MSK-64; выдача рекомендаций по усилению отдельных узлов и конструкций; разработка рабочей документации по усилению строительных конструкций, конструкций крепления оборудования, трубопроводов, арматуры и их доведение до сейсмостойкого состояния. Дополнительно были проверены гидротехнические сооружения на сейсмические воздействия до МРЗ включительно.

Для трубопроводов вспомогательных систем первого контура РУ БН-600 до первых отсечных задвижек был произведен расчет на сейсмостойкость для низко- и высокотемпературных участков трубопроводов с учетом температурных смещений оборудования, а также температурных смещений в местах врезки рассчитываемых трубопроводов в трубопроводы газовой компенсации.

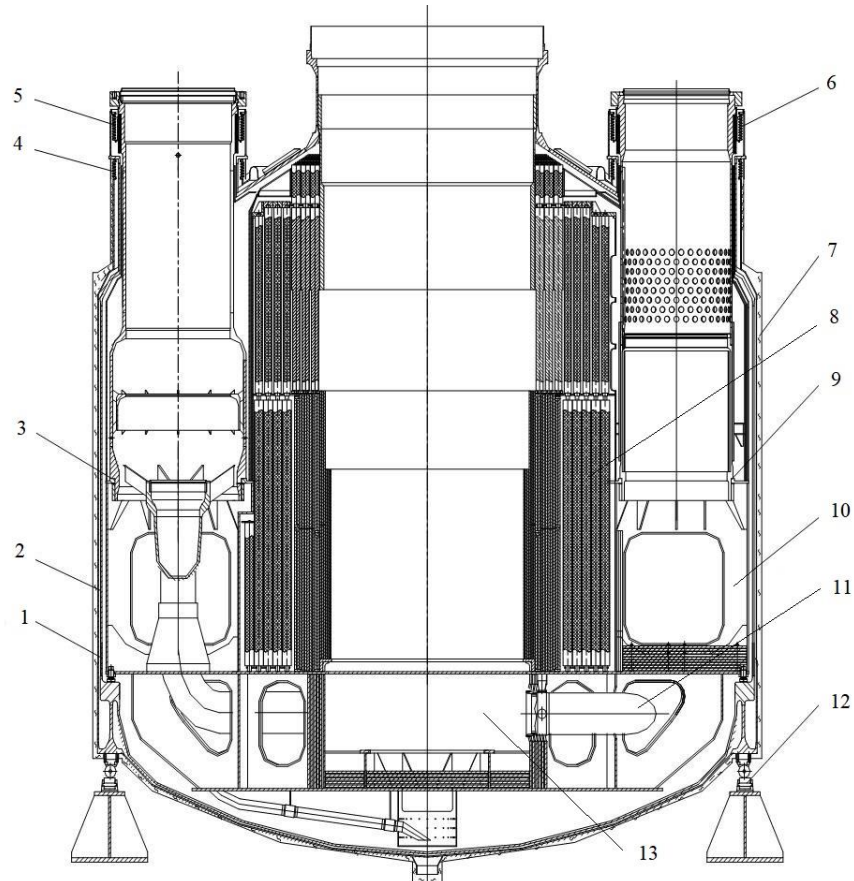


Рисунок 1.19 Корпус реактора БН-600 в сборе: 1 – корпус; 2 – страховочный кожух; 3 – опора ГЦН-1; 4 – сильфон крыши корпуса; 5 - сильфон патрубка насоса; 6 – сильфон патрубка теплообменника; 7 – теплоизоляция; 8 - трубы боковой защиты опора теплообменника; 9 – опора теплообменника; 10 – опорный пояс 11 - блок напорного трубопровода; 12 – опора корпуса; 13 - напорная камера

На основании анализа результатов расчета было решено внести в их опорно-подвесную систему ряд изменений: на определенных участках установить дополнительные скользящие, скользяще-направляющие опоры; перекомпоновать отдельные участки (например, подход к ловушке паров натрия ЗЛПР) с целью увеличения его компенсирующей способности, выполнить регулировку пружин в соответствии с таблицей характеристик упругих опор (например, произведено

удлинение пружинного блока подвески №24 на 211 мм на трубопроводе вспомогательных систем первого контура путем ее замены).

Выполнение этих работ повлекло за собой достаточно высокие ДЗ. Поэтому была поставлена задача минимизации облучаемости при проведении этих работ для новых энергоблоков с быстрыми реакторами. Проведенный анализ пооперационных ДЗ выявил значительный, а в ряде случаев подавляющий вклад в КД вспомогательных работ по демонтажу-монтажу теплоизоляции, установке-снятию лесов (рис.1.20-1.22) [33].

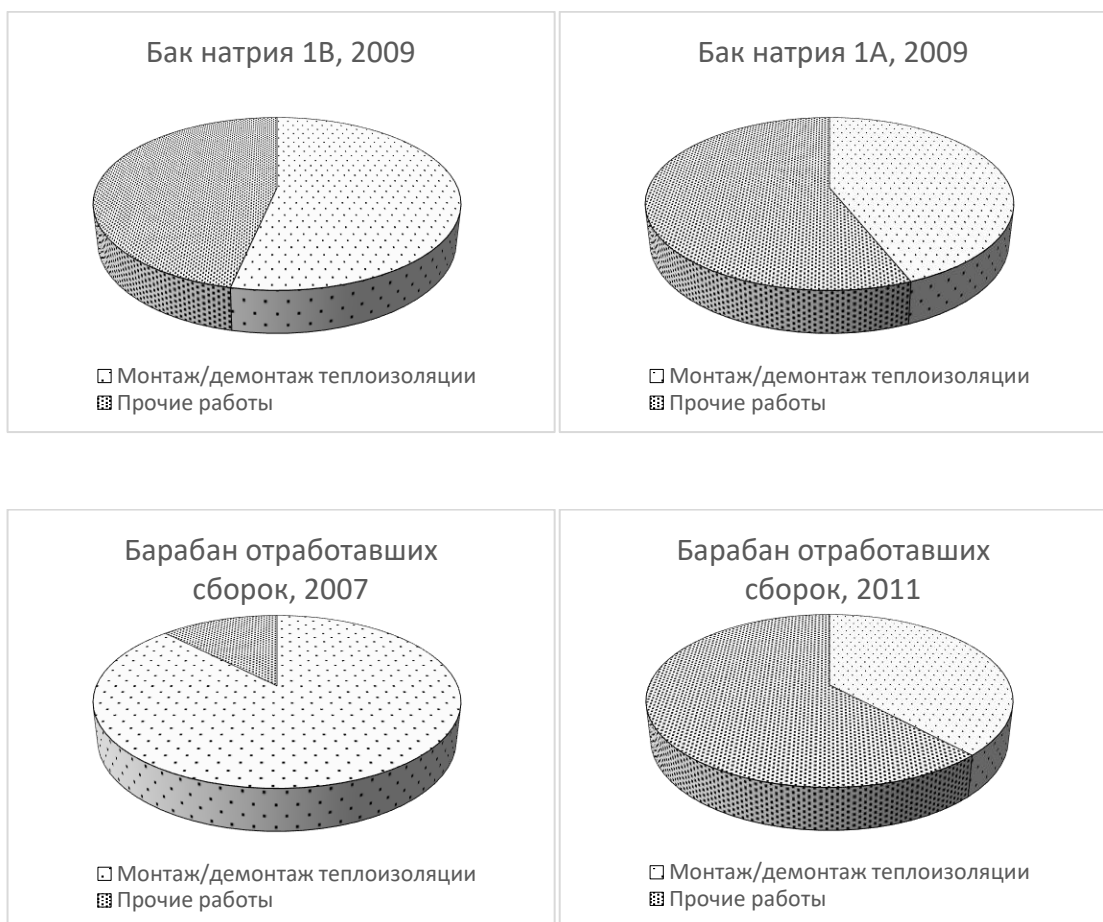


Рисунок 1.20. Вклад работ по демонтажу-монтажу теплоизоляции в коллективную дозу по выполнению работ на баковом оборудовании в рамках продления срока эксплуатации БН-600

Для решения этих проблем были проведены расчетно-экспериментальные исследования, разработан ряд научно-технических решений по минимизации дозовых затрат на вспомогательные работы, примеры некоторых из них приведены в гл. 6 диссертации.

При продлении срока эксплуатации (ПСЭ) энергоблока БН-600 был проведен ряд работ, направленных на повышение уровня безопасности. Часть этих работ производилась в условиях воздействия ионизирующих излучений (рис.1.23). [61].

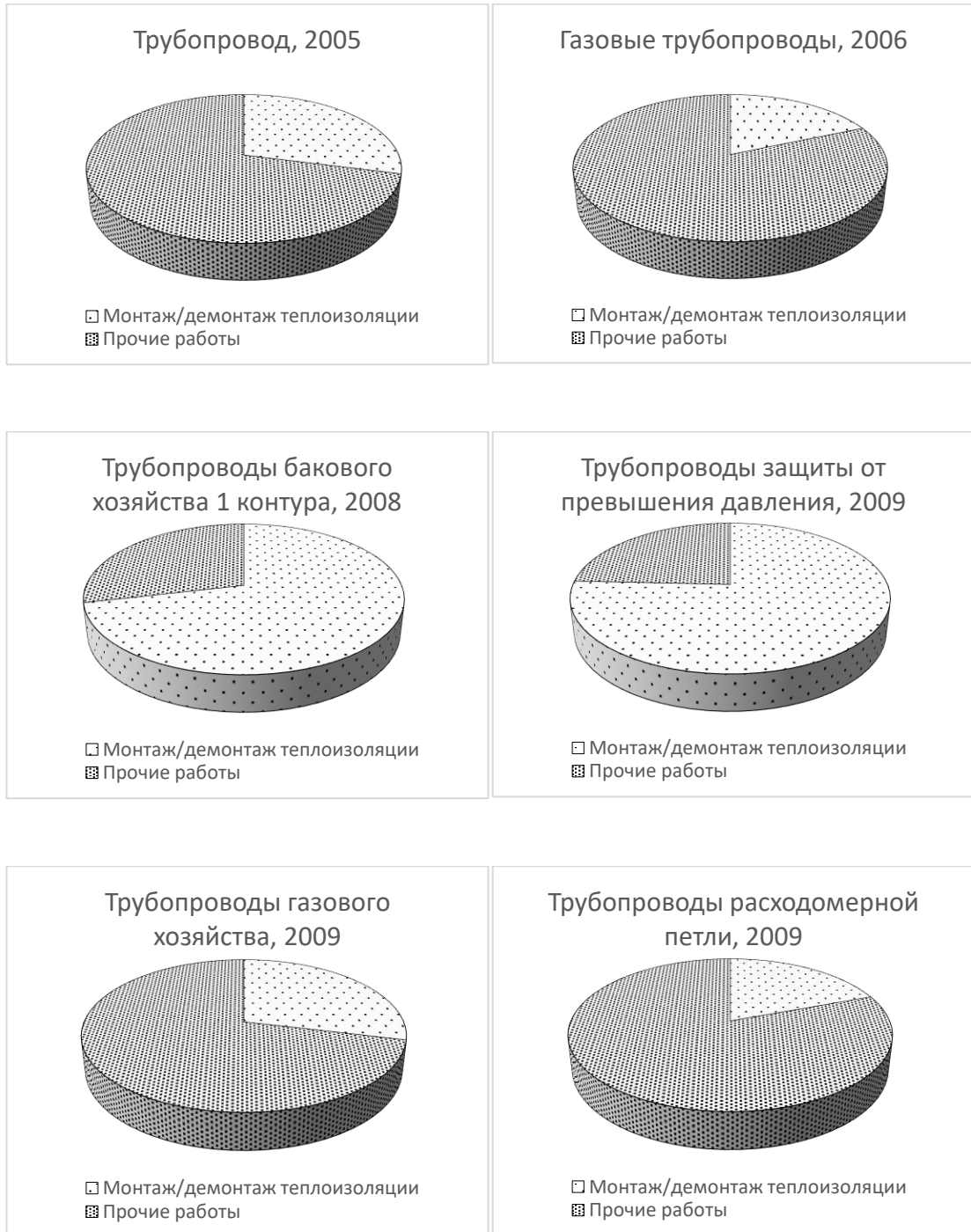


Рисунок 1.21. Вклад работ по демонтажу-монтажу теплоизоляции в коллективную дозу по выполнению работ по модернизации на трубопроводах вспомогательных систем в рамках продления срока эксплуатации БН-600

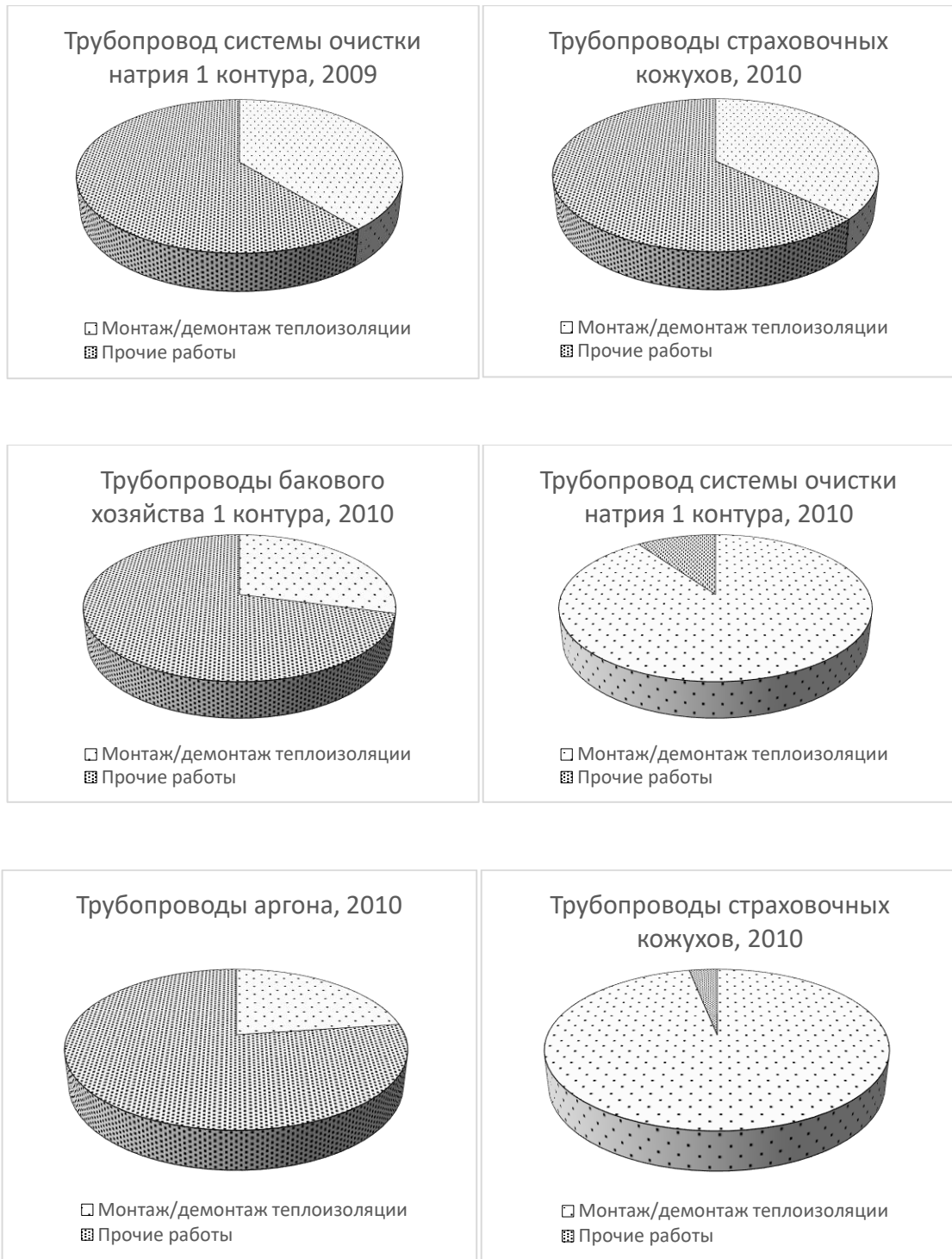


Рисунок 1.22 Вклад работ по демонтажу-монтажу теплоизоляции в коллективную дозу по выполнению работ по модернизации на трубопроводах вспомогательных систем в рамках продления срока эксплуатации БН-600

Уменьшение коллективных доз в 2012 г. связано с завершением работ по продлению срока эксплуатации блока № 3. При этом, суммарные дозовые затраты на работы по ПСЭ за 2005-2010 годы значительно ниже, чем для реакторов типа РБМК и ВВЭР [62]-[63]. Во многом это определяется интегральной компоновкой

реактора БН-600, при которой основное оборудование первого контура размещено в корпусе реактора. Исключение составляет система очистки натрия первого контура, оборудование которой находится вне корпуса реактора.

В ходе проведенного в рамках диссертационного исследования был проведен анализ значительного количества работ (более 5000) по продлению срока эксплуатации (ПСЭ), выполненных в условиях радиационного воздействия. В результате были отобраны наиболее значимые по дозовым затратам работы, исследована их структура с точки зрения вклада вспомогательных (непроизводительных) операций в суммарную дозу облучения. На основании этого были сформулированы предложения по разработке научно-технических решений по минимизации их вклада в коллективную дозу облучения и разработке предложений для проектирования новых энергоблоков данного типа, в частности БН-1200.

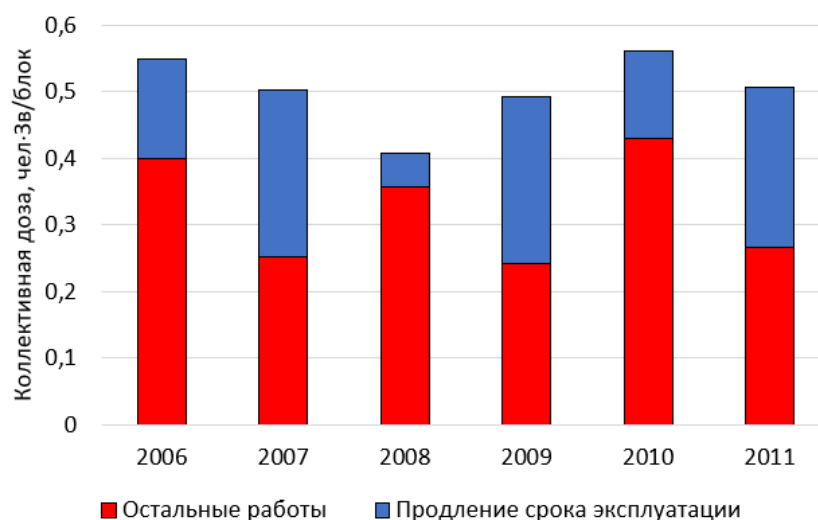


Рисунок 1.23. Вклад работ по продлению срока эксплуатации БН-600 в коллективную дозу

Особенность проведения такого анализа заключалась в сложности выделения работ, проводимых в рамках модернизации только для продления срока эксплуатации.

В главе 6 диссертации в качестве примера рассмотрены научно-технические решения ряда проблем, выявленных при продлении срока эксплуатации.

1.5. Вывод из эксплуатации

1.5.1. Общие сведения

В настоящее время согласно данным МАГАТЭ [64] в мире эксплуатируются 440 ядерных энергоблоков, 50 находятся в стадии сооружения, 201 – окончательно остановлены и находятся в процессе снятия с эксплуатации или длительной выдержки перед СЭ (см. табл. 2.2, 2.3). Среди общего количества рассматриваемых энергоблоков с шестью типами реакторов по классификации МАГАТЭ (PWR, BWR, PHWR, LWGR, GCR, FBR) окончательно остановлены 9 энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах (FBR).

Этап вывода из эксплуатации обычно включает в себя планирование, осуществление мероприятий по выводу из эксплуатации и прекращение действия официального разрешения на вывод из эксплуатации [65]. Возможно наличие переходного периода с момента окончательного останова⁷ до момента выдачи официального разрешения для начала мероприятий по выводу из эксплуатации.

Блок АС, остановленный для вывода из эксплуатации, считается находящимся в эксплуатации до удаления с него всех ядерных материалов, включая свежее ядерное топливо и ОЯТ (на сегодняшний день это, например, энергоблоки №1 и №2 Белоярской АЭС).

Обеспечение безопасности при выводе блока АС из эксплуатации должно осуществляться в соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии. Основные принципы и общие требования обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии устанавливаются документом НП-091-14⁸. Должны быть предусмотрены технические решения и организационные мероприятия, направленные на обеспечение безопасности работ по выводу блока

⁷ Термин «окончательный останов», означает, что эксплуатация установки прекращена и возобновлена не будет.

⁸ НП-091-14. Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения. М.: Ростехнадзор. 2014

АС из эксплуатации, в том числе обеспечивающие минимизацию облучения работников. Значения радиационных факторов должны устанавливаться с учетом принципа оптимизации [66].

В соответствии с международными требованиями [26], предпочтительной стратегией вывода из эксплуатации должен быть немедленный демонтаж. Тем не менее, возможны ситуации, когда рассмотрение всех соответствующих факторов показывает, что немедленный демонтаж не является целесообразной стратегией. Так, реактор БН-350 в соответствии с Постановлением Правительства Республики Казахстан был окончательно остановлен 22 апреля 1999 г. и должен быть приведен в состояние безопасного и длительного хранения сроком на 50 лет с последующим демонтажем и захоронением. Вывод из эксплуатации РУ БН-350 осуществляется по одному из трех вариантов, определенных Техническим комитетом МАГАТЭ, - «Хранение под контролем» (Safe Storage – SAFSTOR). Концепция «отложенного демонтажа» позволяет снизить количество радиоактивных отходов (РАО), образующихся при приведении установки в состояние безопасного хранения (по сравнению с немедленным демонтажем). Это преимущество является достаточно важным, учитывая нерешенность в настоящее время вопроса с захоронением РАО в регионе [22].

Предотвращение физического и химического риска, представляемого жидкометаллическим теплоносителем реакторов на быстрых нейтронах, является ключевым элементом начальной стадии вывода из эксплуатации атомных станций такого типа [67]-[70]. Остатки натрия, встречающиеся в быстрых реакторах-размножителях, могут создать значительный риск пожара или взрыва, и в связи с этим необходимо предусмотреть соответствующие меры безопасности. Основной целью проекта вывода из эксплуатации системы жидкометаллического теплоносителя реактора типа БН является переработка или перевод в пассивное состояние материально-производственных запасов натрия, что позволит перевести реакторную установку в состояние безопасного хранения под наблюдением для снижения уровня радиоактивности за счет распада перед проведением работ по ее окончательному демонтажу. Стратегия снижения уровня

активности путем удаления цезия из натрия первого контура и дренирование максимально возможного количества натрия из реактора упрощает процедуру переработки натрия и удаления остаточного натрия. Важное значение имеют работы по пассивации остаточного натрия в контурах охлаждения.

На французском реакторе SUPERPHENIX проведена переработка натрия 1-го и 2-го контуров с использованием процесса NOAH с переводом натрия в гидроксид натрия (NaOH), а затем NaOH был переработан в геоцементный камень, который можно окончательно захоронить. Всего было переработано 5520 т натрия в 70000 т цементного камня. Поскольку реактор не работал с негерметичными твэлами, натрий 1-го контура был слабо загрязнен, поэтому очистка натрия не производилась [71]-[72].

Реактор БН-350 работал с негерметичными твэлами. Поэтому после остановки реактора в период с 2001 по 2003 г. была проведена очистка натрия от цезия [21].

1.5.2. Оценка потенциальной возможности применения использованных для РУ БН-350 технологий обращения с натрием к РУ БН-600

В апреле 2010 г. было обосновано продление срока эксплуатации РУ БН-600 до 2025 г. Ведутся работы по обоснованию повторного продления срока эксплуатации блока до 2040 г. Поскольку останов и вывод из эксплуатации реакторной установки длительный и требует детальной подготовки и проработки проектных решений, целесообразно проанализировать разработанные для БН-350 технологии применительно к БН-600.

РУ БН-350 имеет петлевую компоновку, БН-600 – интегральную. Но между ними много общего, и много сходных задач, которые необходимо решить при останове и выводе из эксплуатации. Общая концепция и этапы вывода, по всей видимости, будут схожи. В штатных натриевых системах, обеспечивающих проектную эксплуатацию реакторных установок, отсутствуют устройства для полного дренирования натрия из корпуса реактора.

Для обеспечения этого этапа необходимо разработать дополнительные системы, позволяющие безопасно в полном объеме удалить натриевый теплоноситель из бака реактора и трубопроводов первого контура. На БН-350 проектом предусмотрена система бакового хозяйства, способная вместить весь объем натрия первого контура 600 м^3 . На БН-600 в составе первого контура три бака объемом по 150 м^3 . Объем натрия в реакторе 820 м^3 . Необходимо изыскать возможность размещения 370 м^3 натрия первого контура. В составе второго контура четыре бака объемом по 150 м^3 , объем петли второго контура 300 м^3 . Необходимо изыскать возможность размещения 300 м^3 натрия второго контура.

В качестве одного из вариантов можно рассмотреть возможность дренирования избыточного количества натрия в транспортную передвижную емкость, оснащенную электрообогревом (опыт заполнения натрия на БН-800 [55]). После заполнения передвижной транспортной емкости необходимо предусмотреть ее хранение в закрытом арочном складе. Учитывая опыт длительного хранения натрия на РУ БН-350, можно допустить дренирование натрия, не вошедшего в штатные баки хранения, в передвижных емкостях.

Для безопасного использования натрий первого контура БН-600 необходимо очистить от продуктов деления и других радионуклидов.

Цезиевые ловушки, примененные на БН-350, – одна из технологий, которую возможно использовать для очистки натрия БН-600. По предварительных расчетам для эффективной очистки всего объема натрия от ^{137}Cs может понадобиться до трех ловушек с $2,25 \text{ кг}$ вспененного углерода. После очистки натрия от ^{137}Cs , основным элементом, создающим повышенный радиационный фон, будет ^{22}Na . Системы первого контура БН-600 также не позволят полностью дренировать весь объем натрия из бака реактора.

Опыт, полученный при рассверливании втулки напорного коллектора, может быть применен на БН-600 с последующей установкой дренажного канала и полным дренированием натрия из корпуса реактора [67].

Дальнейший этап – удаление остатков натрия из натриевого оборудования и трубопроводов. Отмывка съемного оборудования не представляет сложностей и

будет выполняться штатным образом. Оставшийся натрий с внутреннего пространства БН-600 можно удалить методом, примененным на БН-350, – гидрокарбонизации [73]. После удаления остатков натрия из оборудования исключается взрыво- и пожароопасность. Нерешенной в настоящее время остается утилизация холодных фильтров-ловушек. Высокая активность, наличие оксидов и натрия внутри ловушек делает обращение с ними проблематичным. В настоящее время в ФЭИ разработана технология обращения с холодными ловушками БР-10 [74], [75] но разница в габаритах ловушки пока не позволяет говорить о возможности применения данного метода к холодным ловушкам БН-600, БН-350.

Корпус БН-350 из-за его сравнительно небольших размеров представляется возможным отделить от трубопроводов и извлечь целиком из шахты реактора для дальнейшего захоронения. Демонтаж корпуса БН-600, видимо, будет предполагать его фрагментацию по месту установки, извлечение укрупненных частей и перевозку на захоронение. Учитывая высокую наведенную активность металла, данная процедура потребует сооружения дополнительного герметизирующего колпака и использования дистанционного оборудования и инструментов [67].

1.6. Выводы к главе 1

1. Схема управления дозовыми затратами персонала, охватывающая все этапы жизненного цикла АЭС, позволяет постоянно совершенствовать процесс оптимизации радиационной защиты персонала, устраняя несоответствия и недостатки (с точки зрения облучаемости), выявляемые на отдельных этапах.
2. Этап проектирования важен с точки зрения исключения дополнительных материальных и трудовых затрат на устранение дефектов биологической защиты, а в некоторых случаях появления регулярных дополнительных трудо- и додозатрат на демонтаж-монтаж дополнительной защиты. При проектировании биологической защиты РУ на быстрых нейтронах необходимо учитывать опыт проектирования аналогичных энергоблоков.

3. Исследование и анализ дозовых затрат при эксплуатации мощных энергоблоков с РУ на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем представляет особый интерес, поскольку данный тип реакторов относится к одному из шести вариантов ЯЭС четвертого поколения безопасности GIF-IV.
4. На этапе строительства энергоблока с реактором БН-800 (2012-2015) дозовые затраты были обусловлены на 100% воздействием от приборов, применяемых при радиографическом контроле.
5. Достигнутые для энергоблоков с реакторами БН-600 и БН-800 коллективные дозы облучения являются одними из наиболее низких в мировой атомной энергетике.
6. В проект энергоблока РУ БН-1200 внесен ряд усовершенствований, повышающих безопасность, в том числе снижающих дозовые затраты персонала. В частности, полностью исключены внешние системы радиоактивного натрия первого контура.
7. Проведенный анализ более 5000 работ по ПСЭ выявил наиболее дозозатратные из них и позволил сформулировать предложения по разработке научно-технических решений для минимизации их вклада в коллективную дозу, в том числе – при проектировании новых энергоблоков, в частности БН-1200.
8. Сформулированные концептуальные подходы к ВЭ РУ БН-600 с учетом особенностей интегральной компоновки первого контура и опыта вывода из эксплуатации петлевой РУ БН-350 (очистка, дренирование натрия, возможность его повторного использования и т.д.) могут быть использованы при заблаговременной подготовке к разработке программы вывода из эксплуатации РУ БН-600.

Глава 2. Дозовая стоимость электроэнергии, производимой атомными станциями

2.1. Коллективная доза и ее связь с мощностью и типом РУ

Задача радиационной защиты состоит в оптимизации и снижении облучения групп персонала или населения. Для этой цели МКРЗ ввела величины коллективной дозы, которые следует использовать и понимать, как инструмент оптимизации. Эти величины учитывают группу лиц, облучаемых от данного источника за определенный период времени. При профессиональном облучении величина коллективной эффективной дозы применяется при оптимизации в ситуациях планируемого облучения групп работников. Коллективная доза, а также распределение индивидуальных доз, оценивается перспективно для различных операционных сценариев, еще до начала планируемой работы. Затем коллективная эффективная доза используется как параметр процесса принятия решений по выбору операционного сценария. Сравнение перспективно оцененных коллективных эффективных доз и суммы всех индивидуальных эффективных доз, полученных по данным мониторинга после завершения работы, могут дать информацию по оптимизации и мерам защиты [18].

Годовая коллективная доза персонала является одним из обобщенных показателей уровня эксплуатации АЭС. Значения годовой коллективной дозы, нормированные на один энергоблок, позволяют сравнивать уровни обеспечения радиационной безопасности при организации и выполнении радиационно-опасных работ (РОР) на различных АЭС [76].

Как было указано выше (см. рис. В.1), после непрерывно роста до 1983 года общей годовой коллективной дозы для всех регионов в странах ОЭСР, когда было зарегистрировано значение 928 чел·Зв, она стала снижаться, не смотря на рост количества действующих энергоблоков АЭС. Это в значительной степени является результатом уменьшения годовых коллективных доз в Америке, частично в Японии и с 1992 года – в Европе. Применительно к типу реактора до

1990 года тенденции снижения были заметны только для АЭС с BWR⁹. Общее коллективное дозовое воздействие на АЭС с PWR¹⁰ было почти постоянным в период между 1981 и 1990 годами, несмотря на увеличение количества реакторов. С 1990 г. дозы PWR также демонстрировали тенденцию к снижению, которая, однако, была нарушена в 1995 г. [1].

Аналогичная тенденция с изменением облучаемости наблюдалась на отечественных АЭС в 1960-1990 гг., например, на первой очереди Белоярской АЭС [2]. На рис.2.1 представлены изменения значений годовых коллективных доз по основным типам реакторов.

Накопленный к началу 1980-х годов опыт эксплуатации АЭС показал, что дозовые затраты (ДЗ) на большинстве АЭС достаточно велики и неодинаковы [77]-[79]. Так, на 32 АЭС США с реакторами, охлаждаемыми водой, ДЗ в среднем составили примерно 500 (чел·бэр/реактор) в год при колебаниях от 17 до 3200 (чел·бэр/реактор). На некоторых АЭС отмечались случаи повышения ДЗ до 5000 (чел·бэр/реактор) в год [41].

ДЗ росли с увеличением мощности реактора, что объяснялось необходимостью привлечения большего количества работников для обслуживания и ремонта при повышении единичной мощности основного оборудования АЭС.

На основании имевшейся в то время информации считалось, что ДЗ с увеличением срока эксплуатации АЭС меняются следующим образом (рис. 2.2): в первые годы эксплуатации АЭС ДЗ быстро растут — это время «притирки» оборудования, устранения дефектов оборудования и монтажа, приобретения опыта персоналом; в последующие несколько лет ДЗ стабилизируются или даже несколько уменьшаются (период нормальной работы оборудования); в дальнейшем, с увеличением износа оборудования, необходимостью больших объемов ремонтов, а в некоторых случаях — с необходимостью его замены [80] — ДЗ растут.

⁹ BWR - Boiling Water Reactor кипящий водяной реактор

¹⁰ PWR - Pressurized Water Reactor реактор с водой под давлением

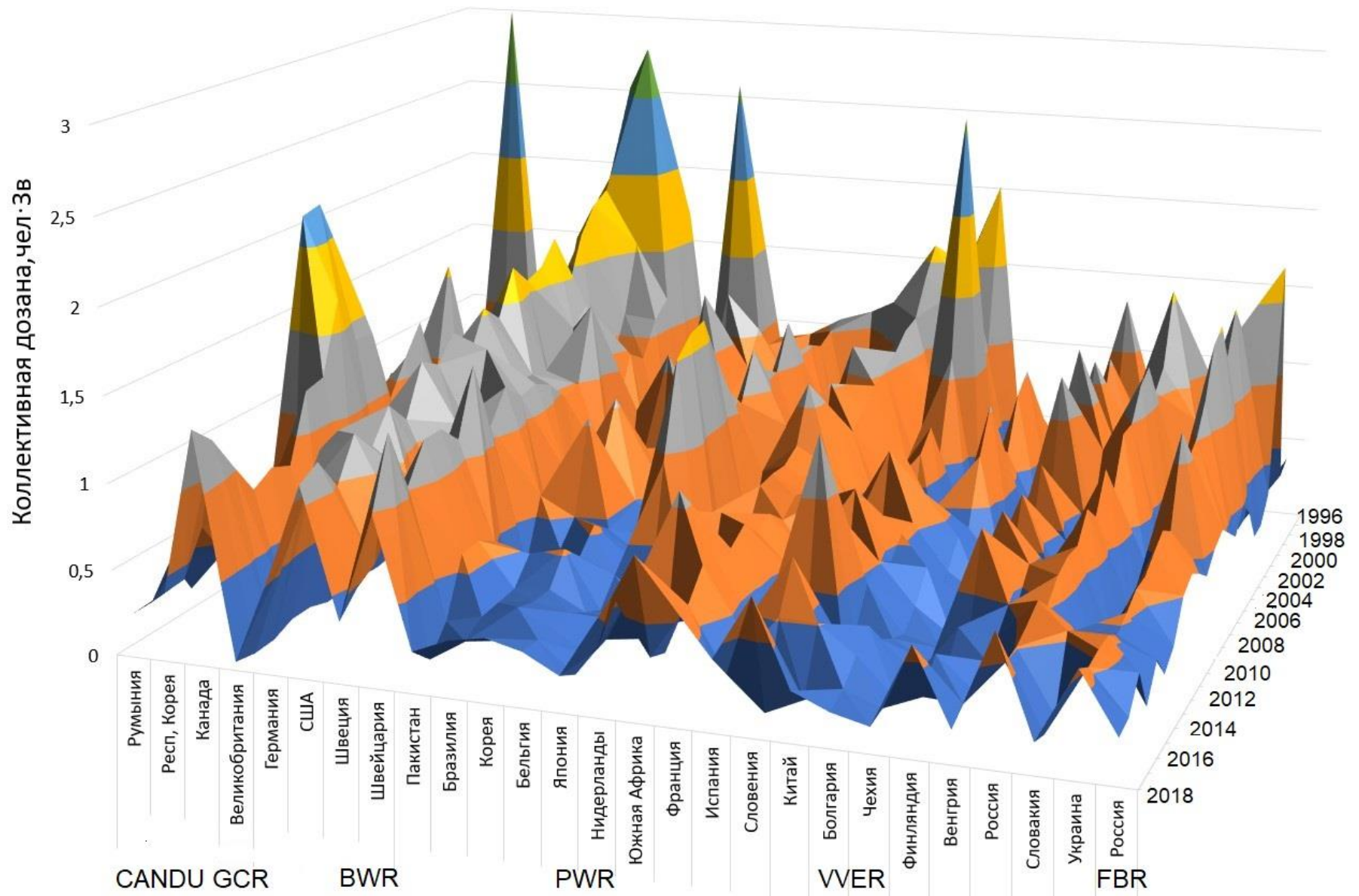


Рисунок 2.1. Коллективная доза на АЭС с реакторами различных типов (с 1996 по 2018 гг.)

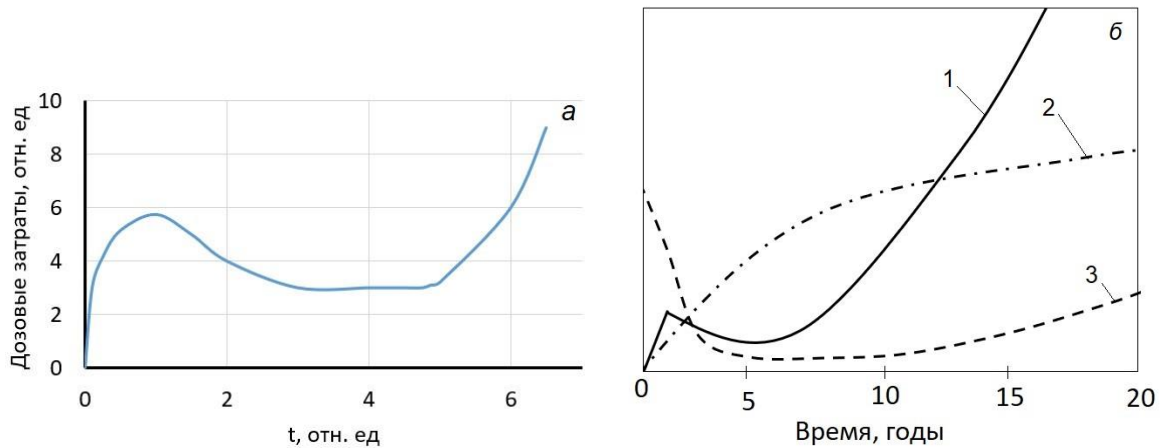


Рисунок 2.2. Прогноз изменения дозовых затрат персонала (*a* - [41]); коллективной дозы (1), мощности дозы излучения у оборудования (2) и интенсивности отказов (3) в процессе эксплуатации АЭС (*б* – [80])

Однако, помимо значений коллективной дозы, для оценки приемлемости атомной энергетики и перспективности развития ее отдельных направлений в рамках реализации ключевых принципов радиационной безопасности, в частности, принципов обоснования¹¹ и оптимизации защиты¹², необходимо учитывать такой важный показатель, как дозовая стоимость электроэнергии, вырабатываемой на АЭС.

Информация, связанная с оценкой дозовой стоимости, начинает появляться в различных публикациях с 1970-х годов, параллельно с обострением проблемы роста коллективных доз облучения персонала АЭС. Например, в публикации [81] приведены данные по дозовым затратам персонала на единицу мощности АЭС с реакторами различных типов (табл. 2.1).

Егоров Ю.А. в книге «Основы радиационной безопасности атомных электростанций» [41] приводит зависимость дозовых затрат персонала АЭС от ее мощности (рис.2.3), построенную по данным до 1977 г., которая может быть описана соотношением:

$$ДЗ = kW, \quad (2.1)$$

¹¹ Любое решение, которое приводит к возникновению ситуации облучения, должно приносить больше пользы, чем ущерба [18].

¹² 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 [18].

где W – мощность АЭС, МВт(эл); k – коэффициент пропорциональности, чел·бэр/МВт(эл.).

Таблица 2.1

Годовые дозовые затраты для реакторов LMFBRs и LWRs

Reactor Type	Man-Rem/MWy(t)
BWR	0.92
PWR	0.5
LMFBR ¹³ s	
Phenix	0.32
FFTF ¹⁴	0.99
DFR ¹⁵	0.45

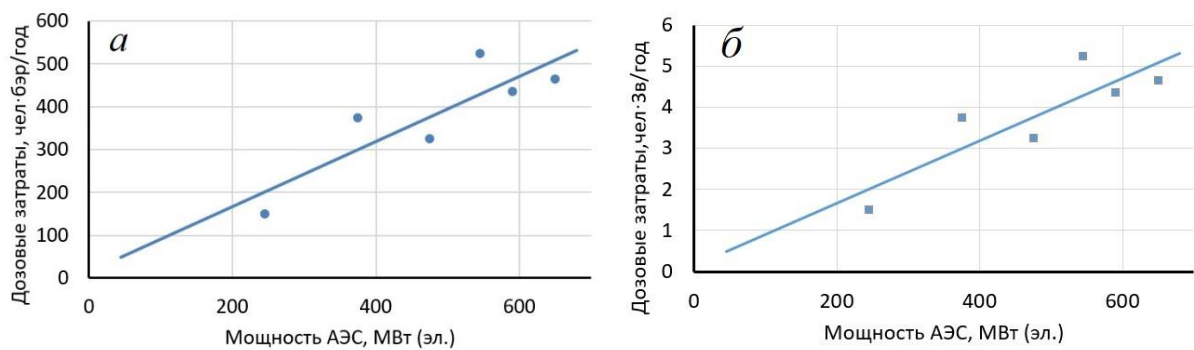


Рисунок 2.3. Зависимость дозовых затрат персонала АЭС от ее мощности: *a* – чел·бэр/год; *б* – чел·Зв/год

Информация о значениях годовой коллективной дозы на 1 (ТВт·ч) выработанной электроэнергии на АЭС стран ОЭСР за период 1969-1995 гг. доступна в отчете ISOE¹⁶ [82]. Данные представлены по регионам (рис.2.4) и по типам реакторов (рис.2.5). Однако, информация за последующие годы в свободном доступе отсутствует.

Как следует из графиков, в начале 1970-х годов коллективная доза ОЭСР на единицу произведенной электроэнергии составляла около 1,9 (чел·Зв) на 1

¹³ LMFBR – Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor (жидкометаллический реактор-размножитель на быстрых нейтронах)

¹⁴ FFTF – Fast Flux Test Facility (реактор на быстрых нейтронах в США)

¹⁵ DFR – Dounreay Fast Reactor (реактор на быстрых нейтронах в Великобритании)

¹⁶ Информационная система по профессиональному облучению (ISOE) с 1992 года поддерживает оптимизацию радиологической защиты работников на атомных электростанциях посредством всемирной сети обмена информацией и опытом для специалистов по радиационной защите на атомных электростанциях и национальных регулирующих органов, а также посредством публикации соответствующие технические ресурсы для управления ALARA.

(ТВт·ч). За период до 1989 года этот показатель снизился до 0,34 чел·Зв/(ТВт·ч). Эта тенденция была более выраженной с 1973 года, и фактически дозовая стоимость на выработку электроэнергии (чел·Зв)/(ТВт·ч) уменьшилась с 1973 по 1994 год на 85%.

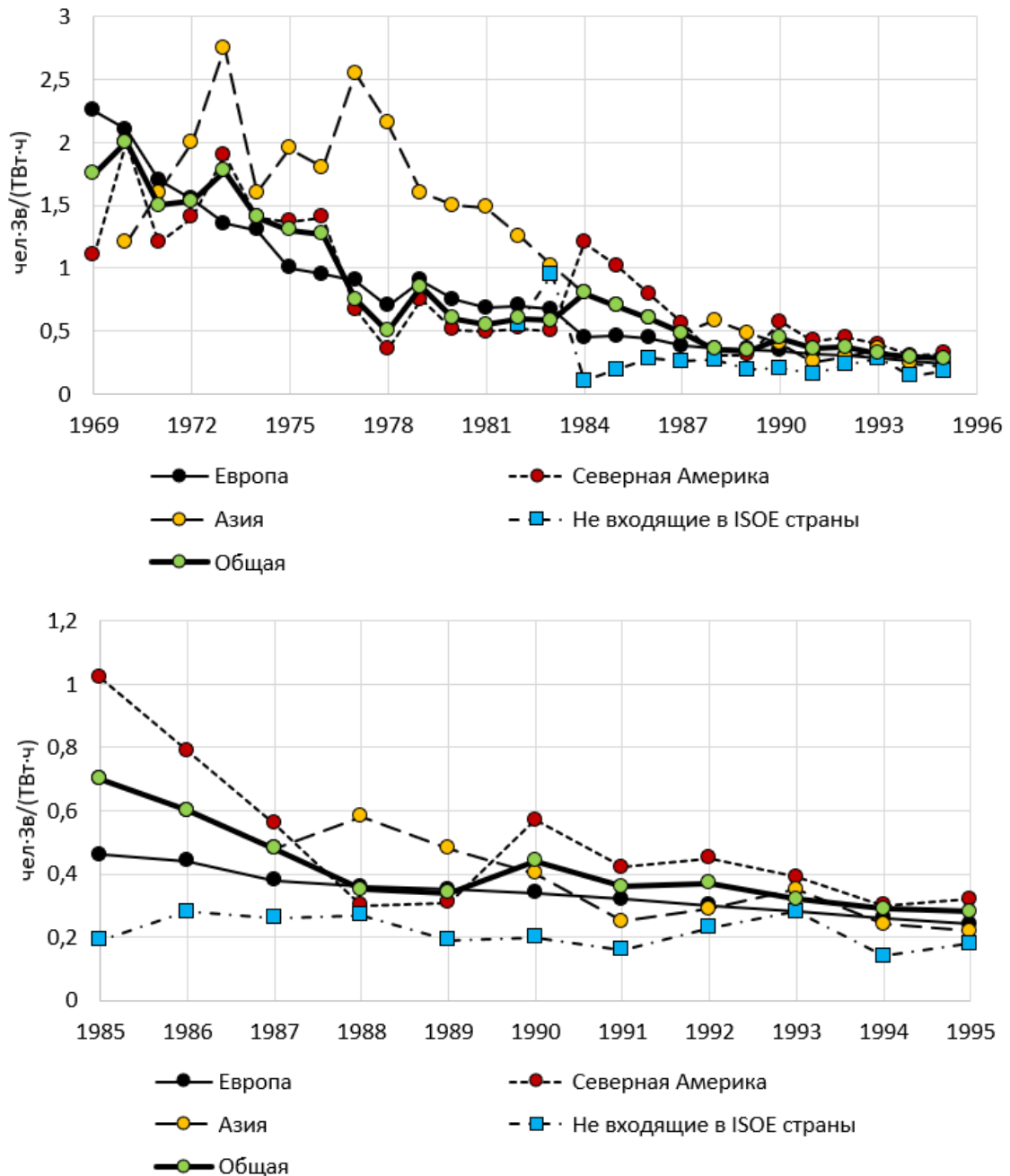


Рисунок 2.4. Средняя коллективная доза на 1 (ТВт·ч) для реакторов, включенных в ISOE (по региону).

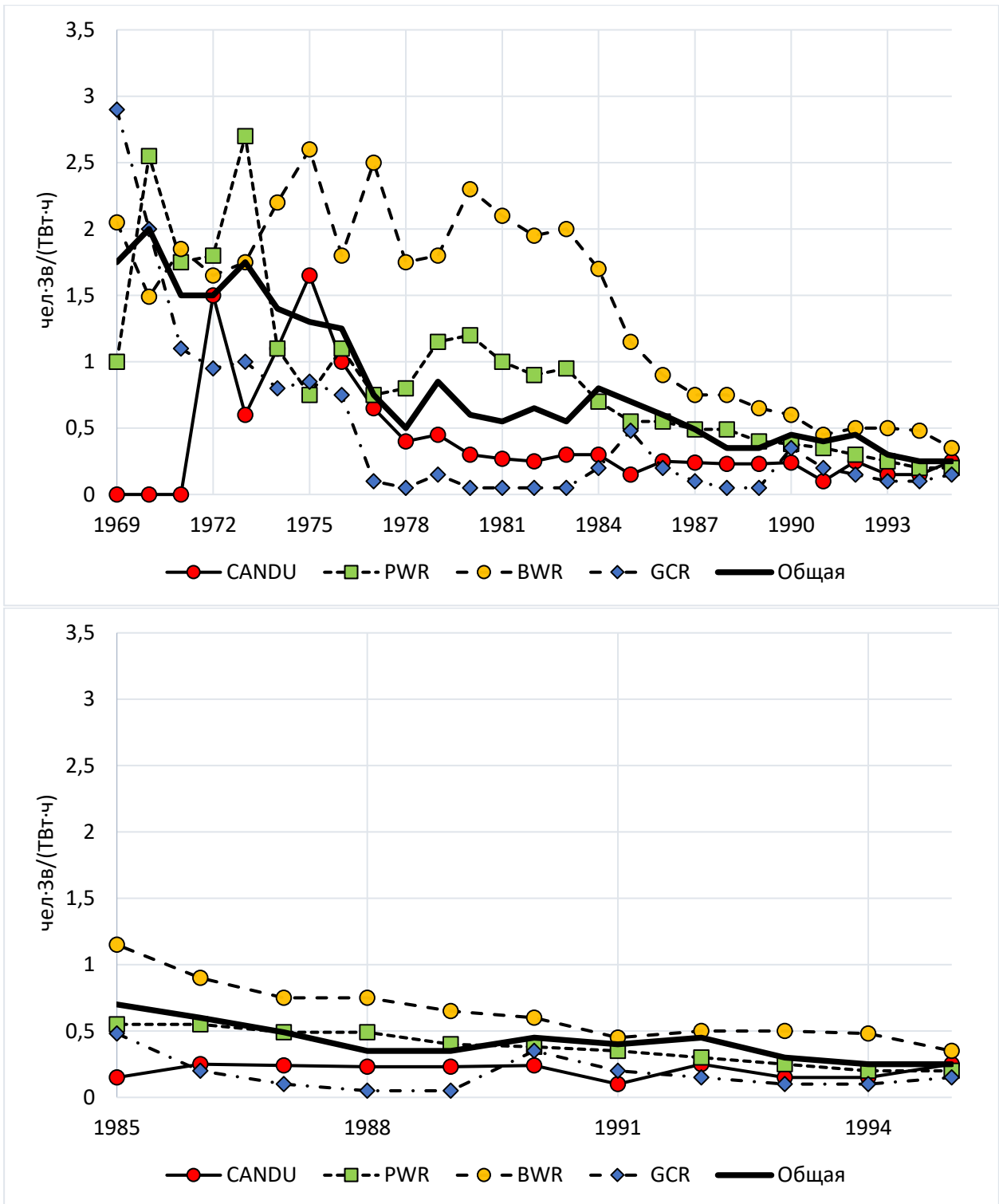


Рисунок 2.5 Средняя коллективная доза на 1 (ТВт·ч) для реакторов, включенных в ISOE (по типу реактора)

Актуализация проблемы снижения облучаемости и изменения политики предприятий атомной энергетики в области ограничения дозовых нагрузок персонала непосредственно связаны с ужесточением нормативов в области радиационной безопасности [83]. Предел дозы за год, установленный для

персонала в 1956 году (50 мЗв), не изменялся до 1990 года, когда он был снижен до 20 мЗв в год (с возможностью усреднения) на основании пересмотра оценок риска стохастических эффектов, полученных по данным долгосрочных эпидемиологических исследований радиационных эффектов у лиц, выживших после атомных бомбардировок Хиросимы и Нагасаки (ICRP, 1991b)¹⁷. Признание отсутствия безопасного уровня радиации привело к мысли об уменьшении облучения настолько это возможно.

2.2. Методика оценки дозовой стоимости выработанной электроэнергии

Дозовая стоимость произведенной электроэнергии $k_{\text{ДЗЭЭ}}$ определялась как отношение суммарной коллективной дозы $\sum E_i$ к сумме выработанной электроэнергии $\sum W_i$ за рассматриваемый период (срок) эксплуатации:

$$k_{\text{ДЗЭЭ}} = \frac{\sum_i^n E_i}{\sum_i^n W_i}, \text{ чел} \cdot \text{мЗв} / \text{ГВт} \cdot \text{ч}; (\text{чел} \cdot \text{Зв} / \text{ГВт} \cdot \text{ч}) \quad (2.2)$$

где E_i – коллективная доза в i -й год эксплуатации, W_i – выработка электроэнергии в i -й год эксплуатации, n – количество лет в рассматриваемом периоде эксплуатации.

Как следует из формулы (2.2), дозовая стоимость произведенной электроэнергии $k_{\text{ДЗЭЭ}}$ зависит не только от коллективной дозы, но и от количества вырабатываемой электроэнергии, то есть, в значительной степени от единичной мощности энергоблока, а также эффективности ее использования, которая определяется коэффициентом использования установленной мощности [44].

Оценка дозовой стоимости электроэнергии для основных типов энергоблоков проведена за период с 1996 по 2018 г.

Информация о профессиональном облучении для более чем 400 энергоблоков в 29 странах, охватывающую более 75% действующих в мире энергетических реакторов с 1969 г., бралась из базы данных ISOE [1].

¹⁷ ICRP, 1991b. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60, Ann. ICRP 21 (1–3).

Для оценки дозовой стоимости электроэнергии, выработанной на АЭС, использовалась Информационная система по энергетическим реакторам (PRIS), разработанная и поддерживаемая МАГАТЭ. PRIS содержит информацию о действующих энергетических реакторах, строящихся или выведенных из эксплуатации (характеристики реактора и проекта, данные о производстве и потерях энергии, об отключениях и рабочих событиях).

2.3. Оценка дозовой стоимости электроэнергии АЭС

2.3.1. Мировая статистика по типам реакторов

По данным МАГАТЭ [64] на 10.01.2022 г. в мире находились в эксплуатации 440, в стадии строительства – 50 и окончательно остановлены 201 энергоблока АЭС (табл. 2.2, 2.3, рис. 2.6).

Таблица 2.2

Информация по типам реакторов в мире (на 10.01.2022г.)

Тип реактора	Количество работающих реакторов	Количество строящихся реакторов	Количество закрытых реакторов
PHWR ¹⁸	48	3	12
GCR ¹⁹	12	0	40
BWR ²⁰	61	2	61
FBR ²¹	2	3	8
PWR ²² + VVER ²³	305	42	68
LWGR ²⁴	9	0	12
Всего	440	50	201

¹⁸ PHWR - Pressurized Heavy-Water Reactor (тяжеловодный ядерный реактор)

¹⁹ GCR - Gas Cooled Reactor (газоохлаждаемый реактор)

²⁰ BWR - Boiling Water Reactor (кипящий водо-водяной реактор)

²¹ FBR - Fast breeder reactor (реактор на быстрых нейтронах)

²² PWR - Pressurized Light-Water Reactor (водо-водяной ядерный реактор)

²³ VVER (ВВЭР) – водо-водяной энергетический реактор

²⁴ LWGR - Light Water Graphite Reactor (графито-водный ядерный реактор)

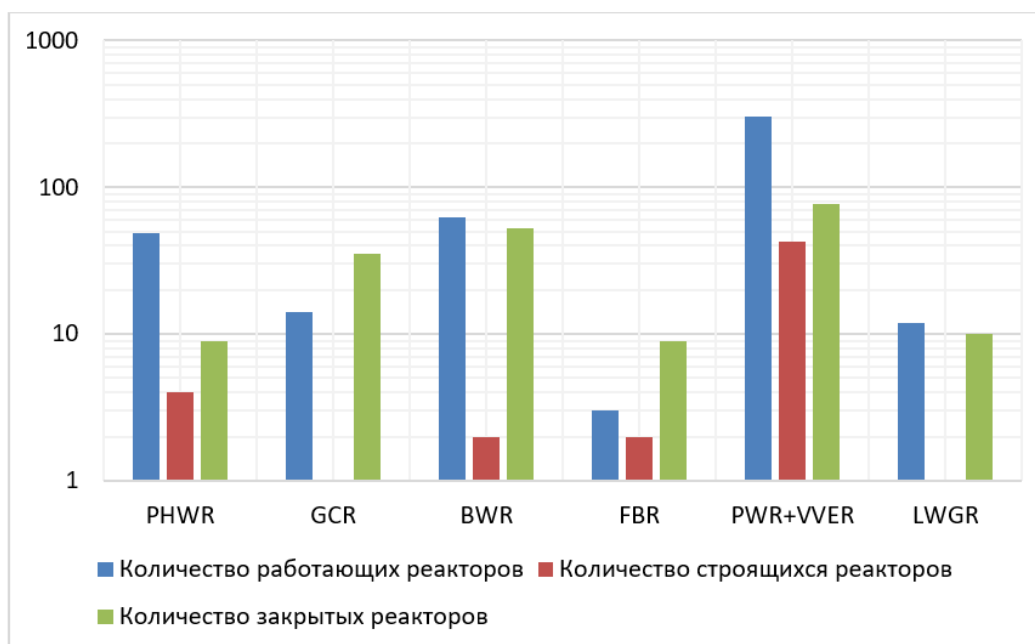


Рисунок 2.6. Мировая статистика по типам реакторов

2.3.2. Тяжеловодные реакторы (CANDU)

На некоторых реакторных установках в качестве теплоносителя и замедлителя используется «тяжелая вода», самой распространенной моделью такого типа является CANDU²⁵ [84].

На сегодняшний день в 5 странах мира находятся в эксплуатации 49 энергоблоков с реакторами типа CANDU, мощностью от 100 МВт до 934 МВт. Окончательно остановлено 9 энергоблоков, на стадии сооружения – 4 энергоблока (см. табл. 2.2-2.3).

На рис.2.7-2.8, табл. 2.4 приведены значения годовых коллективных доз (суммарной и на один блок), на рис. 2.9 представалены значения КИУМ энергоблоков с тяжеловодными реакторами по странам мира.

В табл. 2.5 и на рис. 2.10 приведены данные для расчета дозовой стоимости электроэнергии, вырабатываемой на энергоблоках АЭС с тяжеловодными реакторами CANDU.

²⁵ CANDU - Canada Deuterium Uranium – (тяжеловодный водо-водяной ядерный реактор производства Канады)

Таблица 2.3. Мировая статистика по типам реакторов АЭС

Страна	PHWR			GCR			BWR			FBR			PWR+VVER			LWGR			Итого на 2022г.
	Экс.	Ост.	Стр.	Экс.	Ост.	Стр.	Экс.	Ост.	Стр.	Экс.	Ост.	Стр.	Экс.	Ост.	Стр.	Экс.	Ост.	Стр.	
Аргентина	3													1					3
Армения													1	1					1
Бангладеш															2				0
Беларусь													1		1				1
Бельгия													7	1					7
Бразилия													2		1				2
Болгария													2	4					2
Канада	19	6																	19
Китай	2											1	52		11				54
Чехия													6						6
Финляндия							2						2		1				4
Франция					8						2		56	4	1				56
Германия								15			1		3	17					3
Венгрия													4						4
Индия	19		3				2					1	2		2				23
Иран													1		1				1
Италия					1			2							1				0
Япония					1		17	16	2		1		16	9					33
Казахстан											1								0
Корея	3	1											21	1	4				24
Литва																	2		0
Мексика							2												2
Нидерланды								1					1						1

Пакистан		1											5		1				5
Румыния	2																		2
Россия									2		1	24	3	3	12	6			38
Словакия												4	3	2					4
Словения												1							1
Тайвань						1	3					2							3
ЮАР												2							2
Испания				1		1	1					6	1						7
Швеция		1				4	5					2	1						6
Швейцария						1	2					3							4
Турция														3					0
Украина												15		2		4			15
ОАЭ												2		2					2
Британия		2		12	29					2				2					12
США		1				31	16			1		62	22	2					93

Зеленым цветом обозначены эксплуатируемые («Экс.»), красным – окончательно остановленные («Ост.»), желтым цветом – строящиеся энергетические реакторы («Стр.»)

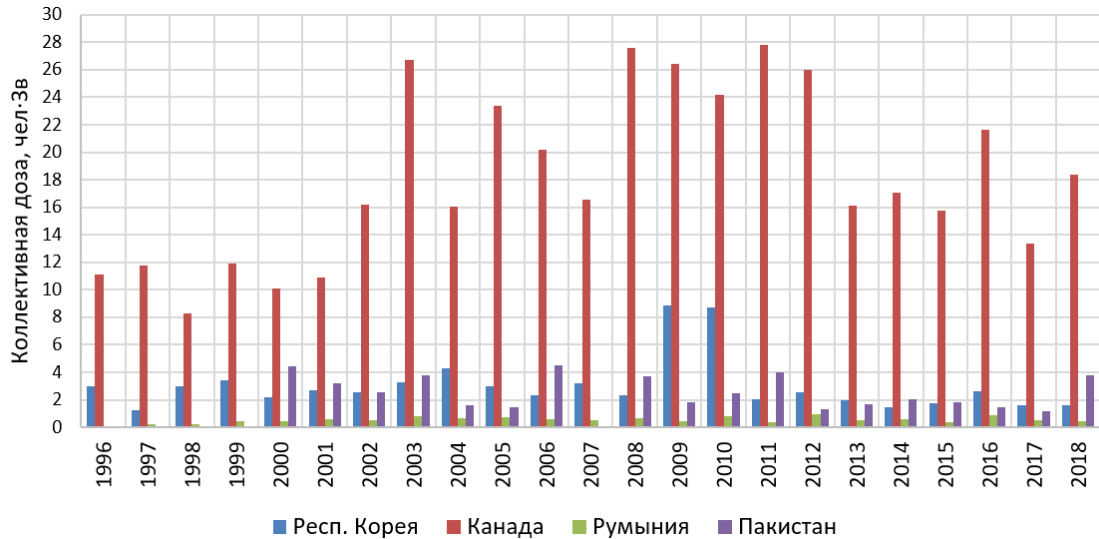


Рисунок 2.7. Суммарная коллективная доза на энергоблоках с реакторами типа CANDU с 1996 по 2018 г.

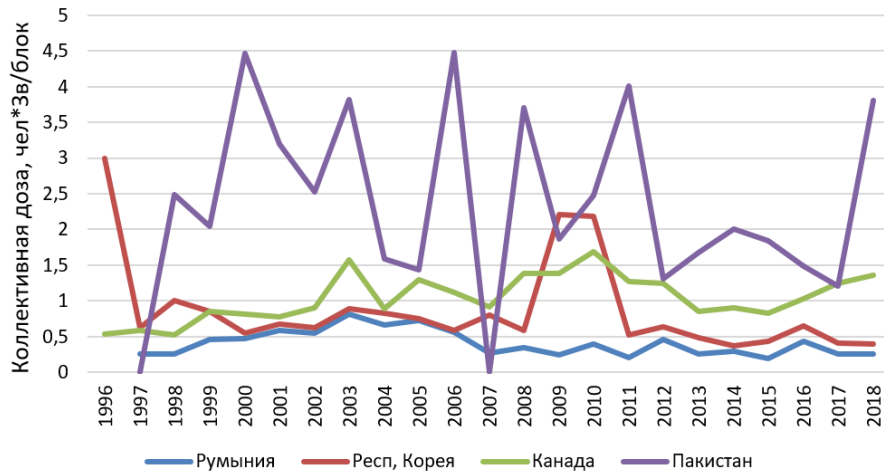


Рисунок 2.8. Средняя годовая коллективная доза на один энергоблок с реактором типа CANDU (с 1996 по 2018 гг.)

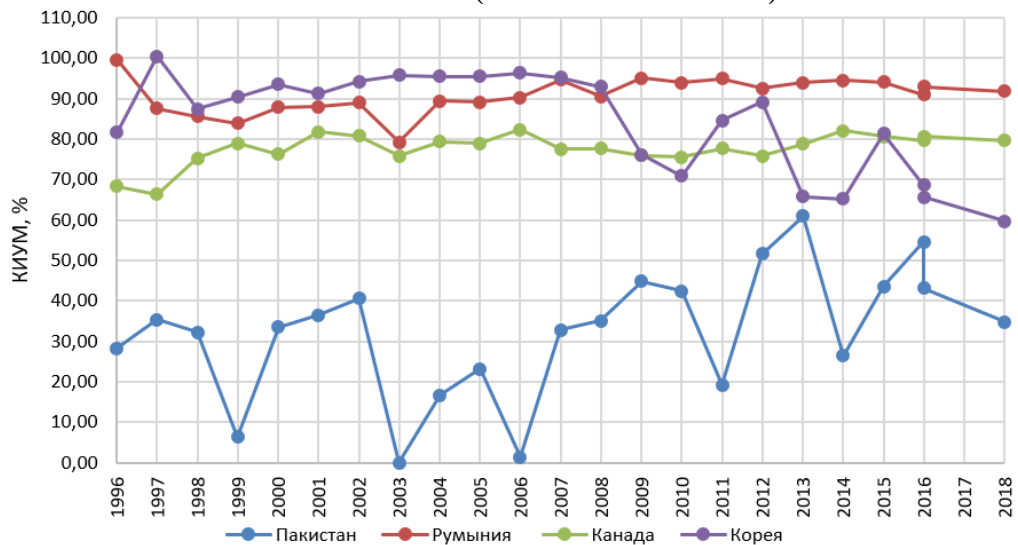


Рисунок 2.9. Годовые значения КИУМ энергоблоков АЭС с реакторами CANDU

Таблица 2.4. Коллективная доза АЭС с реакторами CANDU

Год	Коллективная доза, чел·Зв									
	Китай		Респ. Корея		Канада		Румыния		Пакистан	
	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок
1996			2,99 / 1	2,99	11,13 / 21	0,53				
1997			1,24 / 2	0,62	12,39 / 21	0,59	0,25 / 1	0,25		
1998			3 / 3	1	8,32 / 17	0,52	0,26 / 1	0,26	2,49 / 1	2,49
1999			3,4 / 4	0,85	11,9 / 14	0,85	0,46 / 1	0,46	2,05 / 1	2,05
2000			2,2 / 4	0,55	11,34 / 14	0,81	0,47 / 1	0,47	4,46 / 1	4,46
2001			2,68 / 4	0,67	10,92 / 14	0,78	0,58 / 1	0,58	3,2 / 1	3,2
2002			2,52 / 4	0,63	12,6 / 14	0,9	0,55 / 1	0,55	2,52 / 1	2,52
2003			3,56 / 4	0,89	25,12 / 16	1,57	0,82 / 1	0,82	3,82 / 1	3,82
2004			3,32 / 4	0,83	15,13 / 17	0,89	0,66 / 1	0,66	1,59 / 1	1,59
2005			3 / 4	0,75	23,4 / 18	1,3	0,73 / 1	0,73	1,43 / 1	1,43
2006			2,32 / 4	0,58	20,16 / 18	1,12	0,56 / 1	0,56	4,48 / 1	4,48
2007			3,2 / 4	0,8	16,56 / 18	0,92	0,54 / 2	0,27	-	-
2008			2,36 / 4	0,59	24,84 / 18	1,38	0,68 / 2	0,34	3,7 / 1	3,7
2009			8,84 / 4	2,21	25,02 / 18	1,39	0,48 / 2	0,24	1,86 / 1	1,86
2010			8,72 / 4	2,18	30,42 / 18	1,69	0,78 / 2	0,39	2,47 / 1	2,47
2011			2,08 / 4	0,52	22,86 / 18	1,27	0,4 / 2	0,2	4,01 / 1	4,01
2012			2,56 / 4	0,64	24,8 / 20	1,24	0,92 / 2	0,46	1,31 / 1	1,31
2013			1,96 / 4	0,49	16,15 / 19	0,85	0,5 / 2	0,25	1,68 / 1	1,68
2014			1,48 / 4	0,37	17,1 / 19	0,9	0,6 / 2	0,3	2,01 / 1	2,01
2015			1,72 / 4	0,43	15,77 / 19	0,83	0,38 / 2	0,19	1,84 / 1	1,84
2016			2,6 / 4	0,65	19,57 / 19	1,03	0,86 / 2	0,43	1,48 / 1	1,48
2017			1,64 / 4	0,41	23,56 / 19	1,24	0,5 / 2	0,25	1,21 / 1	1,21
2018	1,32 / 2	0,66	1,6 / 4	0,4	25,84 / 19	1,36	0,5 / 2	0,25	3,8 / 1	3,8
Итого	1,32		68,99		424,9		12,48		51,41	

Дозовая стоимость электроэнергии реакторов CANDU, чел·Зв/(ТВт·ч)

Страна	Сумм. коллективная доза, чел·Зв	Сумм. электровыработка, ТВт·ч	Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв/(ТВт·ч)
Китай*	1,32	10,4142	0,127
Респ. Корея	64,96	407,86165	0,159
Канада	424,9	1948,20687	0,218
Румыния	12,48	174,9436	0,071
Пакистан	51,41	7,33937	7,005

*Только за 2018 год.

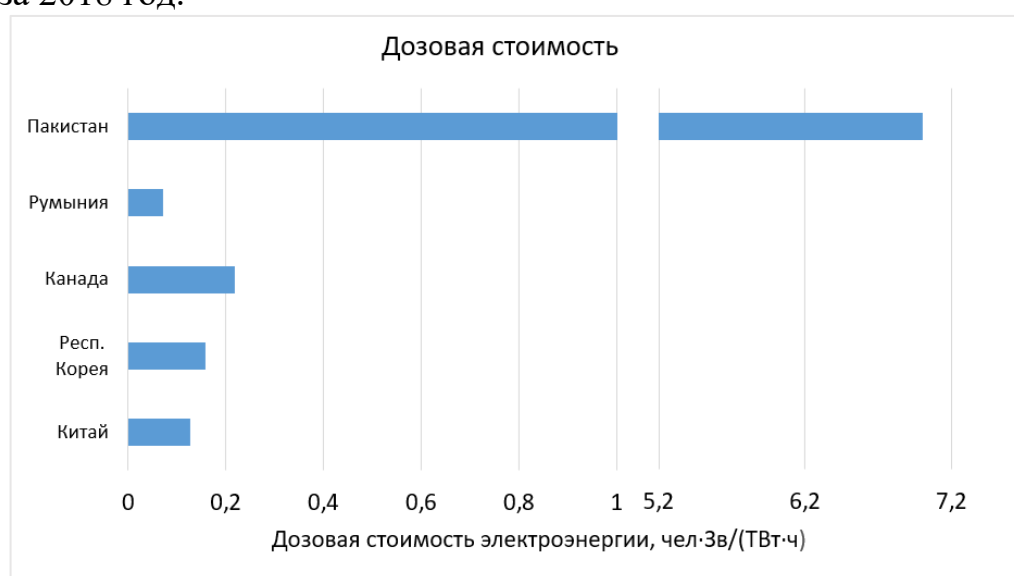


Рисунок 2.10. Дозовая стоимость электроэнергии реакторов CANDU, чел·Зв/(ТВт·ч)

Из представленных данных (табл. 2.5, рис. 2.10) видно, что дозовая стоимость электроэнергии энергоблока с реактором CANDU Пакистана на порядок превышает аналогичные показатели для тяжеловодных реакторов других стран. В определенной мере это связано с невысокой электрической мощностью энергоблока с реактором CANDU-137 (100 МВт), а также низким значением коэффициента использования установленной мощности (КИУМ) - 32,33% при среднем значении КИУМ в Румынии 92,3% и в Республике Корея – 84,4% (рис.2.9). Однако, основной причиной такого высокого значения, по всей видимости, являются недостатки в реализации мероприятий по снижению дозовых нагрузок при техническом обслуживании и ремонте.

2.3.3. Газоохлаждаемые реакторы

В 20 веке газоохлаждаемые реакторы эксплуатировались во Франции, Италии, Испании, Великобритании и Японии [84].

На АЭС «Колдер-Холл» (Великобритания) были установлены первые промышленные парогенераторы (ПГ) с корпусом диаметром 5,3 м и высотой 24,6 м при толщине стенки более 30 см. По предварительным расчетам из-за больших размеров ПГ и значительного количества образующихся при демонтаже отходов расходы по ВЭ британских газоохлаждаемых реакторов будут гораздо более высокими, чем для PWR [85].

Начиная с 1967 г. в Великобритании, а также в США и Франции АЭС с газографитовыми реакторами стали строиться с интегральной компоновкой – оборудование первого контура расположено внутри корпуса реактора из предварительно напряженного железобетона. На АЭС «Дайнджест-Б» четыре прямооточных парогенератора производительностью 117 кг/с размещены в кольцевом пространстве шириной 2,8 м, между изолирующей стальной оболочкой реактора и корпусом из бетона [86]. Переход к интегральной компоновке положительно сказался на снижении ДЗ персонала.

На сегодняшний день реакторы типа GCR эксплуатируются только в Великобритании на 14 энергоблоках мощностью от 615 МВт до 680 МВт. Окончательно остановлено 35 энергоблоков, новые не сооружаются (см. табл. 2.2, 2.3). Все британские реакторы за исключением «Sizewell B» охлаждаются углекислым газом, а в качестве замедлителя используется графит. На установках первого поколения (модели Magnox) использовался природный уран, теплоноситель - углекислый газ [87]. Установки второго поколения используют обогащенный уран и улучшенные материалы для предотвращения коррозии (табл.2.6).

Газоохлаждаемые реакторы Великобритании

Страна	Энергоблок	Энергетическая установка	Год пуска (останова)	Электрическая мощность, МВт
Великобритания	Calder hall-1	MAGNOX	1956 (2003)	60
	Calder hall-2	MAGNOX	1957 (2003)	60
	Calder hall-3	MAGNOX	1958 (2003)	60
	Calder hall-4	MAGNOX	1959 (2003)	60
	Chapelcross-1	MAGNOX	1959 (2004)	60
	Chapelcross-2	MAGNOX	1959 (2004)	60
	Chapelcross-3	MAGNOX	1959 (2004)	60
	Chapelcross-4	MAGNOX	1960 (2004)	60
	Dungeness A-1	MAGNOX	1965 (2006)	230
	Dungeness A-2	MAGNOX	1965 (2006)	230
	Dungeness B-1	AGR	1983	615
	Dungeness B-2	AGR	1985	615
	Hartlepool A-1	AGR	1983	655
	Hartlepool A-2	AGR	1984	655
	Heysham A-1	AGR	1983	625
	Heysham A-2	AGR	1984	625
	Heysham B-1	AGR	1988	680
	Heysham B-2	AGR	1988	680
	Hinkley point B-1	AGR	1976	655
	Hinkley point B-2	AGR	1976	655
	Hunterston B-1	AGR	1976	644
	Hunterston B-2	AGR	1977	644
	Oldbury A-1	MAGNOX	1967 (2012)	230
	Oldbury A-2	MAGNOX	1968 (2011)	230
	Sizewell A-1	MAGNOX	1966 (2006)	245
	Sizewell A-2	MAGNOX	1966 (2006)	245
	Torness-1	AGR	1988	682
	Torness-2	AGR	1989	682
Wylfa-1	MAGNOX	1971 (2015)	530	
Wylfa-2	MAGNOX	1971 (2012)	540	

Для оценки влияния мощности, используя данные табл. 2.6 и 2.7, отдельно рассмотрим дозовую стоимость электроэнергии, вырабатываемой на энергоблоках малой мощности (60 МВт) АЭС Calder hall и Chapelcross с реакторами типа MAGNOX. При этом используем допущение, что годовые КД на один блок с реакторами типа GCR одинаковы, и принимаем одинаковыми КИУМ для энергоблоков каждой из АЭС (Calder hall 1-4) и (Chapelcross 1-4). В табл. 2.8 и на рис. 2.11 приведены рассчитанные данные по дозовой стоимости электроэнергии энергоблоков АЭС Calder hall и Chapelcross.

Суммарная коллективная доза и электровыработка газоохлаждаемых реакторов

Год	Великобритания			
	Коллективная доза, чел·Зв		Электро- выработка, ТВт·ч	Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв/(ТВт·ч)
	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок		
1996	7,25 / 29	0,25	61,77609	
1997	6,75 / 25	0,27	75,57779	
1998	6,30 / 21	0,3	72,92984	
1999	3,26 / 22	0,148	72,26547	
2000	1,88 / 22	0,0854	64,46051	
2001	0,84 / 22	0,04	71,21568	
2002	1,76 / 22	0,08	71,22615	
2003	1,39 / 22	0,063	72,83351	
2004	0,44 / 22	0,02	65,29831	
2005	2,70 / 22	0,09 (0,13)	66,64094	
2006	3,30 / 22	0,11 (0,06)	60,47366	
2007	1,65 / 18	0,055 (0,044)	47,25938	
2008	3,60 / 18	0,12 (0,048)	38,90442	
2009	2,10 / 18	0,07 (0,042)	53,76471	
2010	1,50 / 18	0,05 (0,055)	52,07812	
2011	1,80 / 18	0,06 (0,049)	54,03065	
2012	1,44 / 15	0,059 (0,056)	54,61740	
2013	1,20 / 15	0,033 (0,057)	55,41780	
2014	2,40 / 15	0,08 (0,05)	49,09034	
2015	2,40 / 14	0,07 (0,09)	53,38720	
2016	0,90 / 14	0,021 (0,036)	56,52228	
2017	0,75 / 14	0,025 (0,032)	55,08208	
2018	1,50 / 14	0,05 (0,02)	49,72414	
Итого	57,10		1374,576,47	0,042

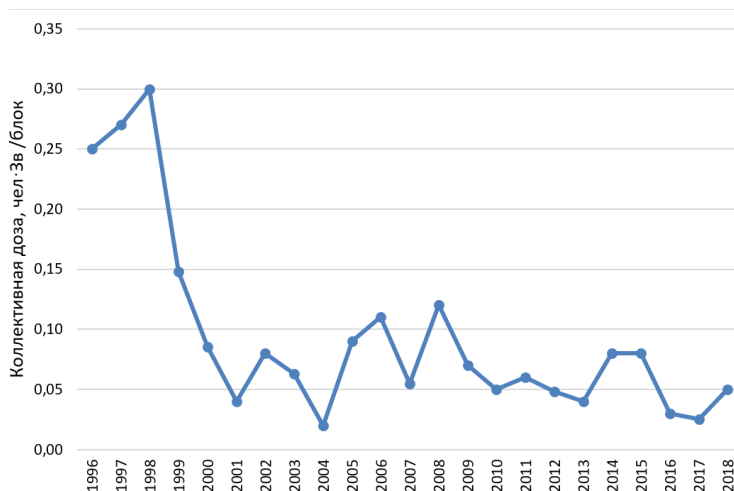


Рисунок 2.9. Коллективная доза для АЭС с GCR (с 1996 по 2018 гг.)

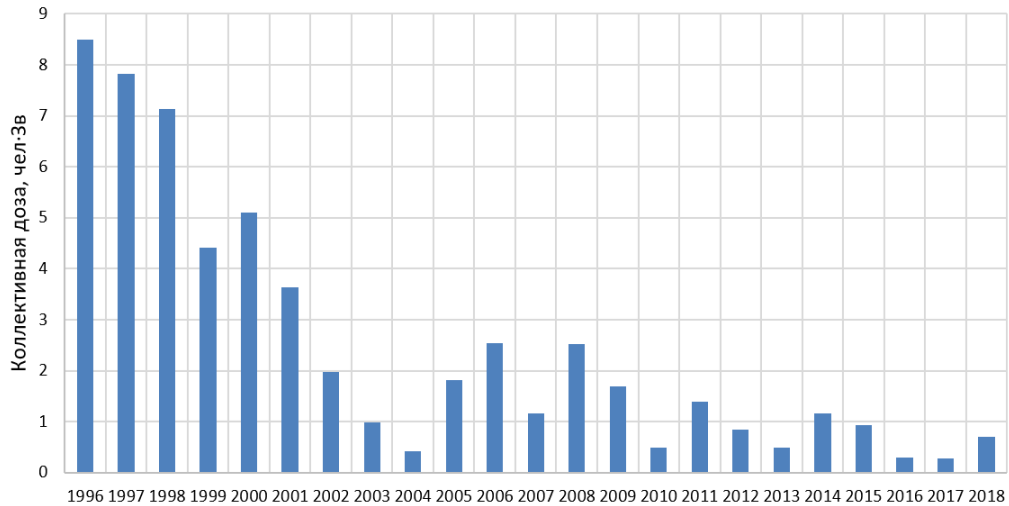


Рисунок 2.10. Суммарная годовая коллективная доза на энергоблоках с газоохлаждаемыми реакторами с 1996 по 2018 г.

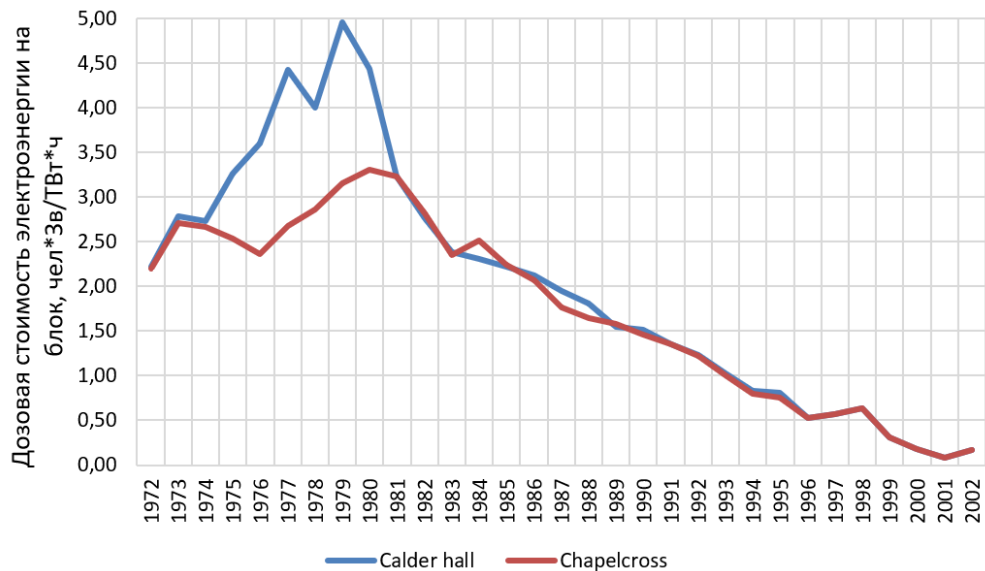


Рисунок 2.11. Дозовая стоимость электроэнергии для АЭС Calder hall и Chapelcross

Так как данные по электровыработке за период с 1996 по 2002 г. отсутствуют, то принимаем выработку электроэнергии для одного блока в среднем: $60 \text{ МВт} \cdot 8760 \text{ час} \cdot 0,9 \text{ (КИУМ)} = 473,04 \text{ ГВт}\cdot\text{ч}$.

Следует отметить, что данный расчет является приблизительным, и, учитывая данные ряда источников о нестабильности работы реакторов GCR первого поколения, реальные значения могут отличаться от полученных в большую сторону.

Дозовая стоимость электроэнергии для АЭС Calder Hall и Chapelcross,
чел·Зв/(ТВт·ч)

Год	Коллективная доза, чел·Зв/ блок	Электровыработка, ГВт·ч		Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв/(ТВт·ч)	
		Calder Hall	Chapelcross	Calder Hall	Chapelcross
1972	1,06	477,52	482,52	2,22	2,20
1973	1,06	381,25	391,68	2,78	2,71
1974	1,04	380,95	389,50	2,73	2,67
1975	0,95	290,82	374,75	3,27	2,54
1976	0,9	0,00	380,90	3,60	2,36
1977	0,92	208,22	344,05	4,42	2,67
1978	1,02	255,25	356,10	4,00	2,86
1979	1,04	209,75	329,50	4,96	3,16
1980	1,07	241,25	324,00	4,44	3,30
1981	1,06	328,50	328,50	3,23	3,23
1982	0,97	350,75	344,25	2,77	2,82
1983	0,84	353,00	358,00	2,38	2,35
1984	0,83	360,00	330,25	2,31	2,51
1985	0,8	360,03	356,60	2,22	2,24
1986	0,75	353,35	362,82	2,12	2,07
1987	0,65	334,25	367,80	1,94	1,77
1988	0,59	325,59	359,35	1,81	1,64
1989	0,54	349,01	342,05	1,55	1,58
1990	0,52	342,77	356,88	1,52	1,46
1991	0,46	340,50	339,23	1,35	1,36
1992	0,44	355,79	360,65	1,24	1,22
1993	0,38	368,75	380,23	1,03	1,00
1994	0,31	372,98	387,95	0,83	0,80
1995	0,29	357,50	385,93	0,81	0,75
1996	0,25	473,04	473,04	0,53	0,53
1997	0,27	473,04	473,04	0,57	0,57
1998	0,3	473,04	473,04	0,63	0,63
1999	0,148	473,04	473,04	0,31	0,31
2000	0,0854	473,04	473,04	0,18	0,18
2001	0,04	473,04	473,04	0,08	0,08
2002	0,08	473,04	473,04	0,17	0,17

2.3.4. Кипящие водо-водяные реакторы BWR

Создание промышленных реакторов типа BWR началось в 1956 г., когда в США была получена первая лицензия на энергетический реактор. Первая

демонстрационная АЭС Дрезден мощностью 180 МВт (эл.) с ВWR была пущена в 1960 г. Начиная с АЭС Ойстер Крик (1963) энергоблоки с ВWR в США рассматриваются как конкурентоспособные с электростанциями на органическом топливе. Современные ВWR, эксплуатируемые в различных странах, имеют почти одинаковую конструкцию [87].

На сегодняшний день в 8 странах мира находятся в эксплуатации 62 энергоблока с реакторами типа ВWR, мощностью от 390 МВт до 1500 МВт. Окончательно остановлено 53 энергоблока, на стадии сооружения – 2 энергоблока (см. табл. 2.2-2.3).

Тепловая схема АЭС с ВWR – одноконтурная, то есть пар, генерируемый в реакторе, после сепарации направляется на турбину. Это приводит к радиоактивному загрязнению оборудования паротурбинного контура и, соответственно, к дополнительным дозовым затратам при ремонте оборудования паротурбинной установки (в отличие от двухконтурных АЭС).

На рис. 2.12-2.13 и в табл. 2.9-2.10 приведены данные по коллективным дозам в период 1996-2018 гг. на энергоблоках АЭС с ВWR Финляндии, Германии, Японии, Мексики, Испании, Швеции, Швейцарии и США.

В табл. 2.11 представлена информация по суммарной коллективной дозе и выработанной электроэнергии на энергоблоках АЭС всех стран, где они эксплуатируются. На рис. 2.14 показаны сравнительные значения дозовой стоимости электроэнергии на энергоблоках с ВWR по странам, на рис.2.15 – зависимость дозовой стоимости электроэнергии от мощности энергоблока.

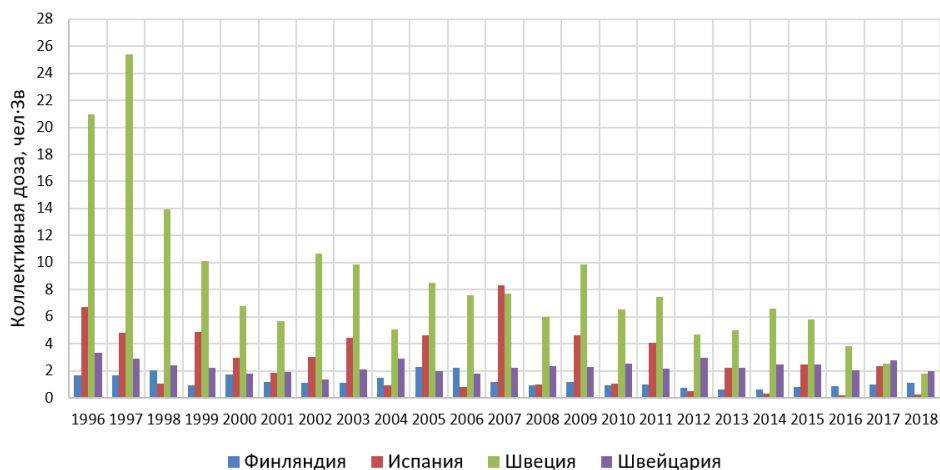


Рисунок 2.12. Суммарная коллективная доза на энергоблоках с кипящими водородными реакторами в период с 1996 по 2018 г.

Таблица 2.9. Коллективная доза энергоблоков АЭС с кипящими водо-водяными реакторами

Год	Коллективная доза, чел·Зв							
	Финляндия		Германия		Япония		Мексика	
	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок
1996	1,68 / 2	0,84	8,58 / 6	1,43	35,2 / 22	1,60	16,16 / 2	8,08
1997	1,66 / 2	0,83	7,98 / 6	1,33	45,1 / 22	2,05	4,50 / 2	2,25
1998	2,06 / 2	1,03	9,36 / 6	1,56	39,16 / 22	1,78	9,54 / 2	4,77
1999	0,94 / 2	0,47	4,86 / 6	0,81	47,08 / 22	2,14	7,34 / 2	3,67
2000	1,72 / 2	0,86	5,28 / 6	0,88	45,08 / 23	1,96	5,66 / 2	2,83
2001	1,18 / 2	0,59	6,36 / 6	1,06	48,72 / 29	1,68	6,58 / 2	3,29
2002	1,12 / 2	0,56	4,56 / 6	0,76	63 / 30	2,10	3,78 / 2	1,89
2003	1,08 / 2	0,54	5,58 / 6	0,93	71,4 / 31	2,38	3,82 / 2	1,91
2004	1,48 / 2	0,74	6,36 / 6	1,06	48,98 / 32	1,58	7,08 / 2	3,54
2005	2,28 / 2	1,14	6,06 / 6	1,01	44,48 / 32	1,39	3,36 / 2	1,68
2006	2,20 / 2	1,10	6,84 / 6	1,14	42,56 / 32	1,33	2,96 / 2	1,48
2007	1,18 / 2	0,59	5,94 / 6	0,99	47,04 / 32	1,47	5,48 / 2	2,74
2008	0,92 / 2	0,46	7,14 / 5(1)	1,19(0,18)	46,4 / 32	1,45	9,38 / 2	4,69
2009	1,18 / 2	0,59	6,06 / 5(1)	1,01(0,03)	43,52 / 32	1,36	4,16 / 2	2,08
2010	0,90 / 2	0,45	5,28 / 6	0,88	24,86 / 22	1,13	10,02 / 2	5,01
2011	0,96 / 2	0,48	3,19 / 5(1)	0,58(0,29)	23,1 / 22	1,05	1,66 / 2	0,83
2012	0,72 / 2	0,36	2,42 / 2(4)	1,07(0,07)	7,042 / 24(2)	0,29(0,04)	8,56 / 2	4,28
2013	0,64 / 2	0,32	2,46 / 2(4)	1,09	82,44 / 24(8)	0,20(9,7)	1,34 / 2	0,67
2014	0,64 / 2	0,32	2,62 / 2(4)	1,16(0,08)	110,19 / 24(8)	0,23(13,8)	11,82 / 2	5,91
2015	0,80 / 2	0,40	2,52 / 2(4)	1,11(0,09)	82,304 / 24(8)	0,19(9,72)	9,66 / 2	4,83
2016	0,88 / 2	0,44	5,46 / 6	0,91	49,65 / 22(10)	0,13(4,69)	4,20 / 2	2,10
2017	0,96 / 2	0,48	1,56 / 2(4)	0,63(0,07)	40,78 / 22(10)	0,12(3,81)	11,80 / 2	5,90
2018	1,10 / 2	0,55	1,09 / 1(5)	0,55(0,11)	30,22 / 22(10)	0,10(2,80)	1,46 / 2	0,73
Итого	28,28		115,57		1118,31		150,32	

В скобках указаны значения для блоков, находящихся на ремонте.

Таблица 2.10. Коллективная доза энергоблоков АЭС с кипящими водо-водяными реакторами

Год	Коллективная доза, чел·Зв							
	Испания		Швеция		Швейцария		США	
	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок
1996	6,72 / 2	3,36	20,97 / 9	2,33	3,36 / 2	1,68	85,68 / 34	2,52
1997	4,78 / 2	2,39	25,38 / 9	2,82	2,90 / 2	1,45	69,70 / 34	2,05
1998	1,06 / 2	0,53	13,95 / 9	1,55	2,38 / 2	1,19	64,60 / 34	1,90
1999	4,90 / 2	2,45	10,08 / 9	1,12	2,20 / 2	1,10	62,56 / 34	1,84
2000	3,04 / 2	1,52	7,65 / 9	0,85	1,78 / 2	0,89	57,12 / 34	1,68
2001	1,86 / 2	0,93	6,39 / 9	0,71	1,94 / 2	0,97	46,92 / 34	1,38
2002	3,04 / 2	1,52	11,97 / 9	1,33	1,38 / 2	0,69	59,50 / 34	1,75
2003	4,44 / 2	2,22	11,07 / 9	1,23	2,08 / 2	1,04	54,74 / 34	1,61
2004	0,92 / 2	0,46	5,67 / 9	0,63	2,88 / 2	1,44	53,38 / 34	1,57
2005	4,64 / 2	2,32	7,27 / 7(2)	0,91 (0,022)	1,98 / 2	0,99	57,80 / 34	1,70
2006	0,82 / 2	0,41	7,73 / 7(2)	1,09 (0,05)	1,94 / 2	0,97	48,62 / 34	1,43
2007	8,30 / 2	4,15	7,56 / 7(2)	1,10 (0,07)	2,20 / 2	1,10	53,90 / 35	1,54
2008	1,00 / 2	0,50	6,03 / 7(2)	0,85 (0,04)	2,32 / 2	1,16	45,15 / 35	1,29
2009	4,62 / 2	2,31	9,856 / 7(2)	1,41 (0,028)	2,28 / 2	1,14	52,15 / 35	1,49
2010	1,04 / 2	0,52	6,382 / 7(2)	0,93 (0,006)	2,50 / 2	1,25	47,25 / 35	1,35
2011	4,10 / 2	2,05	7,558 / 7(2)	1,07 (0,027)	2,14 / 2	1,07	49,70 / 35	1,42
2012	0,50 / 2	0,25	4,73 / 7(2)	0,67 (0,02)	2,98 / 2	1,49	39,55 / 35	1,13
2013	2,28 / 2	2,25	4,999 / 7(2)	0,71 (0,004)	2,22 / 2	1,11	44,45 / 35	1,27
2014	0,39 / 1(1)	0,29 (0,10)	6,717 / 7(2)	0,94 (0,002)	2,46 / 2	1,23	38,15 / 34	1,09
2015	2,59 / 1(1)	2,47 (0,12)	5,867 / 7(2)	0,83 (0,011)	2,46 / 2	1,23	41,48 / 34	1,22
2016	0,28 / 1(1)	0,29 (0,08)	3,336 / 7(2)	0,55 (0,002)	2,04 / 2	1,02	33,32 / 34	0,98
2017	2,47 / 1(1)	2,33 (0,14)	2,565 / 6(3)	0,48 (0,021)	2,78 / 2	1,39	40,12 / 34	1,18
2018	0,39 / 1(1)	0,25 (0,14)	1,964 / 5(4)	0,36 (0,046)	1,98 / 2	0,99	37,74 / 33	1,11
Итого	64,17		195,69		53,18		1183,58	

В скобках указаны значения для блоков, находящихся на ремонте.

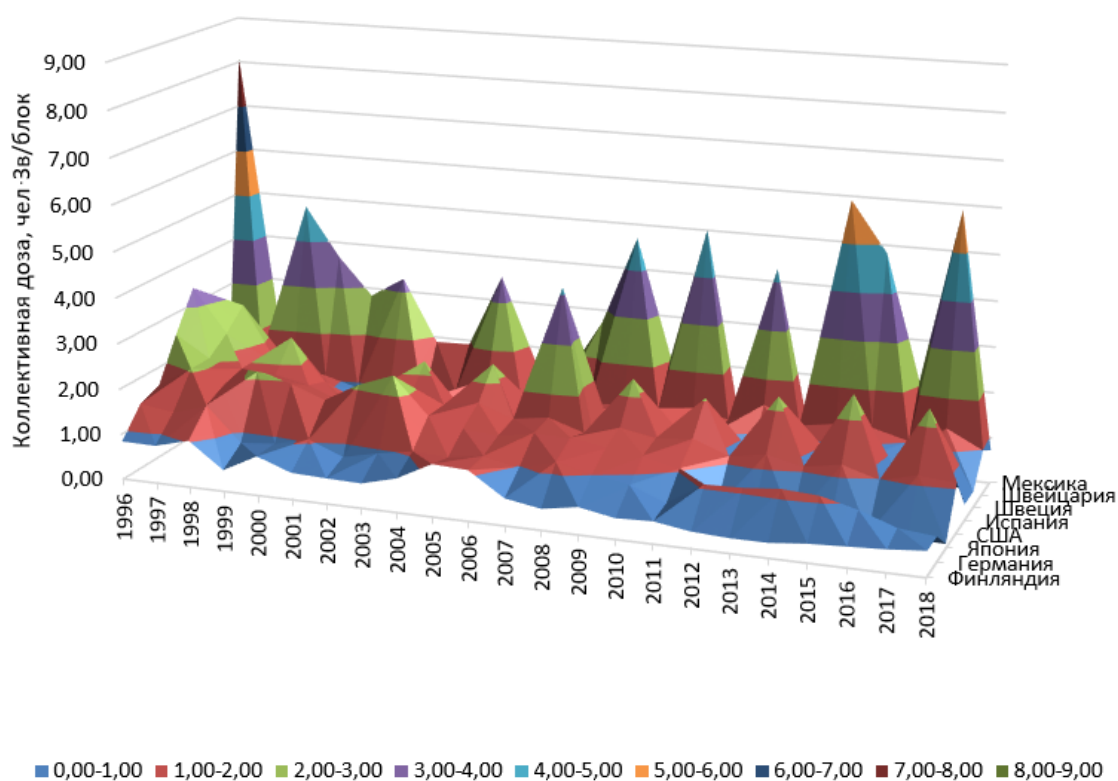


Рисунок 2.13. Значения коллективной дозы (по странам) в расчете на один энергоблок с ВВР (с 1996 по 2018 гг.)

Таблица 2.11

Дозовая стоимость электроэнергии АЭС с ВВР, чел·Зв/(ТВт·ч)

Страна	Суммарная коллективная доза, чел·Зв	Суммарная электровыработка, ТВт·ч	Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв/(ТВт·ч)
Финляндия	28,28	322,52828	0,09
Германия	115,57	801,56576	0,14
Япония	1118,31	2323,94506	0,48
Мексика	150,32	219,30277	0,69
Испания	64,17	244,33078	0,26
Швеция	195,69	1022,09378	0,19
Швейцария	53,18	259,06396	0,21
США	1183,58	5921,80847	0,20

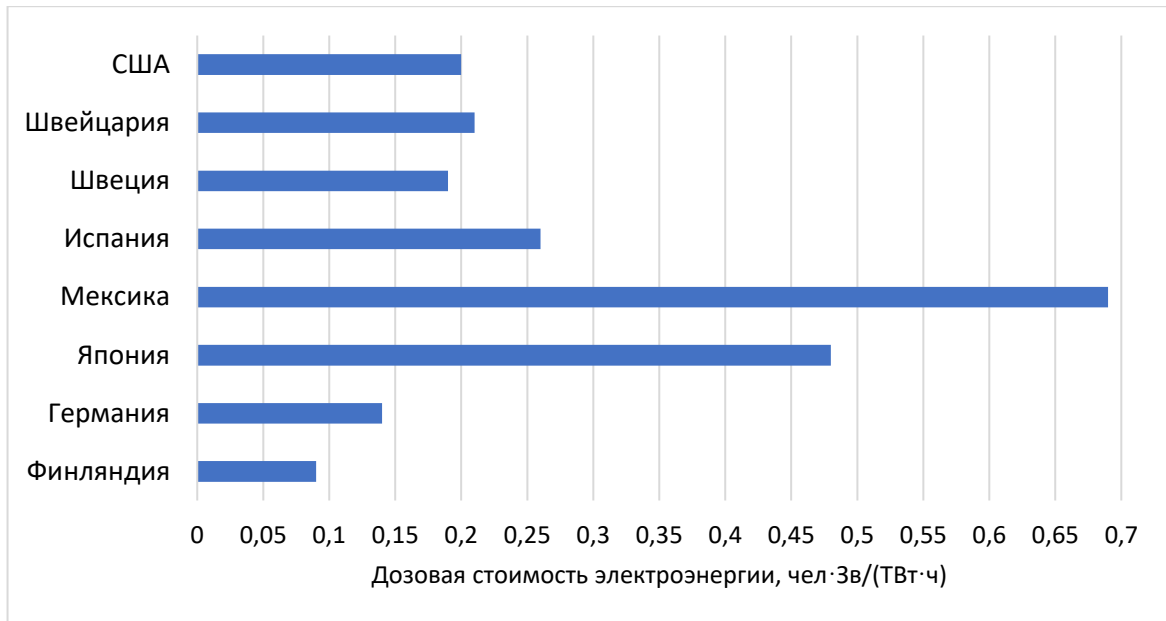


Рисунок 2.14. Дозовая стоимость электроэнергии АЭС с BWR

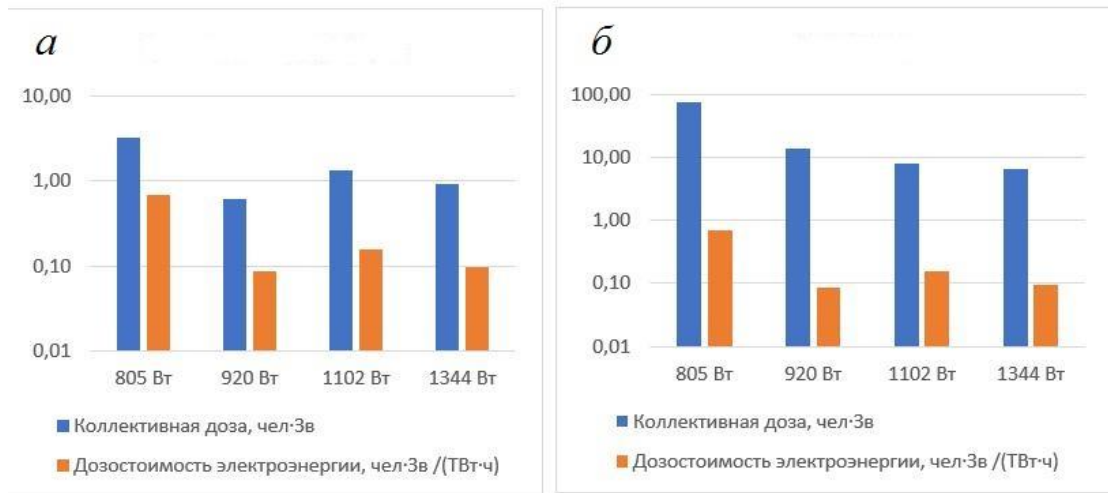


Рисунок 2.15. Зависимость коллективной дозы и дозовой стоимости электроэнергии от мощности энергоблока с BWR: а – средние значения за год; б – за рассматриваемый период эксплуатации

Как видно из рис.2.14 дозовая стоимость электроэнергии на АЭС с BWR Мексики и Японии значительно превышает значения для АЭС других стран. Сравнение значений КИУМ (табл.2.12) для АЭС Испании и Мексики не показывает значительного отклонения от средних значений других стран. Отсюда может быть сделан вывод, что причиной высокой дозовой стоимости электроэнергии АЭС Мексики являются недостатки в оптимизации радиационной защиты, особенно при ТОиР.

Средние годовые значения КИУМ энергоблоков с BWR

Страна	Испании		Мексики	
Энергоблок (АЭС)	Cofrentes	Santa maria de garona	Laguna Verde-1	Laguna Verde-2
КИУМ, %	87,46	91,85	78,22	81,19

2.3.5. Реакторы на быстрых нейтронах БН (FBR)

На сегодняшний день реакторы на быстрых нейтронах находятся в эксплуатации в России (BN-600 и BN-800 мощностью 600 МВт и 885 МВт). Окончательно остановлено 8 энергоблоков, на стадии сооружения – 3 энергоблока (в Китае и в Индии).

В табл. 2.13 приведены общие сведения о энергоблоках АЭС с быстрыми натриевыми реакторами, для которых была проведена оценка дозовой стоимости электроэнергии.

Таблица 2.13

АЭС с реакторами на быстрых нейтронах

Страна	Энергоблок	Энергетическая установка	Год пуска (останова)	Электрическая мощность, МВт
Россия	Beloyarsk-3	BN-600	1980	600
	Beloyarsk-4	BN-800	2015	885
Франция	Super-Phenix	BN-1200	1986 (1998)	1242
	Phenix	PH-250	1973 (2010)	142
Казахстан (СССР)	Актау (Shevchenko)	БН-350	1973 (1999)	1000 ²⁶

В табл. 2.14 приведены сведения за 1996-2018 гг. по коллективной дозе и выработке электроэнергии на энергоблоках АЭС Phenix, Super-Phenix, Актау (БН-350), Белоярской АЭС (БН-600 и БН-800).

²⁶ Проектная тепловая мощность реактора составляла 1000 МВт, эквивалентная электрической мощности 350 МВт. При номинальных параметрах РУ не эксплуатировалась

Коллективная доза и электровыработка реакторов на быстрых нейтронах (1996-2018)

Год	Коллективная доза, чел·Зв					Электровыработка, ГВт·ч				
	Super-Phenix	Phenix	Beloyarsk-3	Beloyarsk-4	Actau	Super-Phenix	Phenix	Beloyarsk-3	Beloyarsk-4	Actau
1996	0,015	0,06	0,366		1,612	3391,6	2,71	4022,194		294,336
1997		0,08	0,314		0,677		0	3835,438		952,896
1998		0,04	1,715		0,516		382,18	2519,436		298,368
1999		0,155	0,314		0,692		0	4017,204		
2000		0,08	0,18		0,662		0	3859,512		
2001		0,045	0,174		0,475		0	4199,16		
2002		0,03	0,39		0,906		0	4065,75		
2003		0,025	0,508		0,696		61,82	3980,92		
2004		0,045	0,374		0,374		626,91	4218,66		
2005		0,04	0,461		0,380		804,53	4086,51		
2006		0,043	0,549		0,362		591	4130,31		
2007		0,02	0,503		0,371		565,14	4088,28		
2008		0,015	0,407		0,405		664,62	4084,05		
2009		-	0,492		0,496		245,99	4022,30		
2010		-	0,561		0,38		0	3932,61		
2011			0,507		0,372			4249,84		
2012			0,291		0,345			4256,93		
2013			0,209		0,449			4120,29		
2014			0,366		0,375			4523,59		
2015			0,187	0,09	0,216			4525,20	34,55	
2016			0,451	0,23				4609,02	3456,96	
2017			0,286	0,47				4633,77	5165,75	
2018			0,26	0,29				4045,27	4408,98	
Итого	0,015	0,678	9,8679	1,08	2,805 (10,762**)	3391,6	3698,9*	94026,26	13066,24	1545,6

*Без учета 2009 и 2010 гг. (отсутствуют данные по коллективным дозам)

**С учетом периода снятия с эксплуатации с 1999 по 2015 г.

Данные по коллективной дозе для зарубежных и отечественных проектов АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем приведены в разделе 1 (см. рис.1.10-1.11).

Для энергоблоков с БН-350 (Шевченковская АЭС, Актау), БН-600 (Белоярская АЭС, блок №3) данные представлены за весь период эксплуатации (для БН-350 также в период после окончательного останова) – см. табл. 2.15 и 2.16.

Таблица 2.15

Коллективная доза, выработка тепловой (электрической) энергии Шевченковской АЭС (РУ БН-350)

Год	Тепловая выработка, ГВт·ч	Электровыработка*, ГВт·ч	Коллективная доза, чел·Зв
1974	920,16	368,064	0,1283
1975	2846,64	1138,656	0,1812
1976	4520,16	1808,064	0,1319
1977	5034	2013,6	0,5528
1978	4377,24	1750,896	0,9806
1979	4551,6	1820,64	0,6012
1980	4856,4	1942,56	1,1059
1981	5189,28	2075,712	1,2036
1982	5037,12	2014,848	0,7844
1983	5356,8	2142,72	0,6778
1984	5565,36	2226,144	0,6472
1985	5629,2	2251,68	1,1846
1986	4982,4	1992,96	2,4177
1987	5632,08	2252,832	1,565
1988	5624,16	2249,664	1,694
1989	3919,44	1567,776	1,291
1990	3953,52	1581,408	1,2
1991	3952,32	1580,928	0,806
1992	3646,08	1458,432	0,962
1993	3617,76	1447,104	1,482
1994	3015,84	1206,336	0,966
1995	655,2	262,08	1,535
1996	735,84	294,336	1,612
1997	2382,24	952,896	0,6765
1998	745,92	298,368	0,516
Итого	96746,76	38698,7	24,9027

*При определении электровыработки КПД энергоблока принят 40%.

Коллективная доза и электровыработка энергоблока с реактором БН-600

Год	Электровыработка, ГВт·ч	Коллективная доза, чел·Зв
1980	1059,628	0,2426
1981	2631,226	0,112
1982	2970,293	0,2393
1983	3771,905	0,2665
1984	3834,288	0,42865
1985	3809,484	0,3767
1986	3860,987	0,2988
1987	3894,994	0,4867
1988	4036,986	0,3045
1989	3988,505	0,3729
1990	3464,284	0,1176
1991	3670,317	0,94
1992	4401,964	1,296
1993	4220,224	0,792
1994	4109,652	0,575
1995	3695,221	0,296
1996	4022,194	0,366
1997	3835,438	0,314
1998	2519,436	1,715
1999	4017,204	0,314
2000	3859,512	0,18
2001	4199,16	0,174
2002	4065,752	0,39
2003	3980,923	0,508
2004	4218,663	0,374
2005	4086,512	0,461
2006	4130,312	0,549
2007	4088,277	0,503
2008	4084,051	0,407
2009	4022,297	0,492
2010	3932,608	0,561
2011	4249,843	0,507
2012	4256,928	0,291
2013	4120,294	0,209
2014	4523,594	0,366
2015	4525,202	0,187
2016	4609,016	0,451
2017	4633,773	0,286
2018	4045,266	0,262
Итого	151446,213	17,01225

В связи с тем, что энергоблок БН-350 изначально имел двухцелевое назначение (комбинированная выработка электроэнергии и опреснение морской воды) в табл.2.15 приведены данные по выработке тепловой энергии [67], которые

были пересчитаны в электроэнергию с использованием коэффициента полезного действия, равного 40% (по аналогии с энергоблоком с реактором БН-600).

Таблица 2.17

Дозовая стоимость электроэнергии АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, чел·Зв/(ТВт·ч)

Энергоблок	Суммарная коллективная доза, чел·Зв	Суммарная электровыработка, ТВт·ч	Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв/ТВт·ч
Beloyarsk-3 ²⁷	17,01	151,446	0,11
Beloyarsk-4	1,08	13,066	0,082
Super-Phenix	0,015	3,392	0,0044
Phenix	0,678	3,945	0,17
Актау ²⁸ (Shevchenko)	24,9	38,698	0,64
Актау ²⁹ (Shevchenko)	32,86	38,698	0,8491

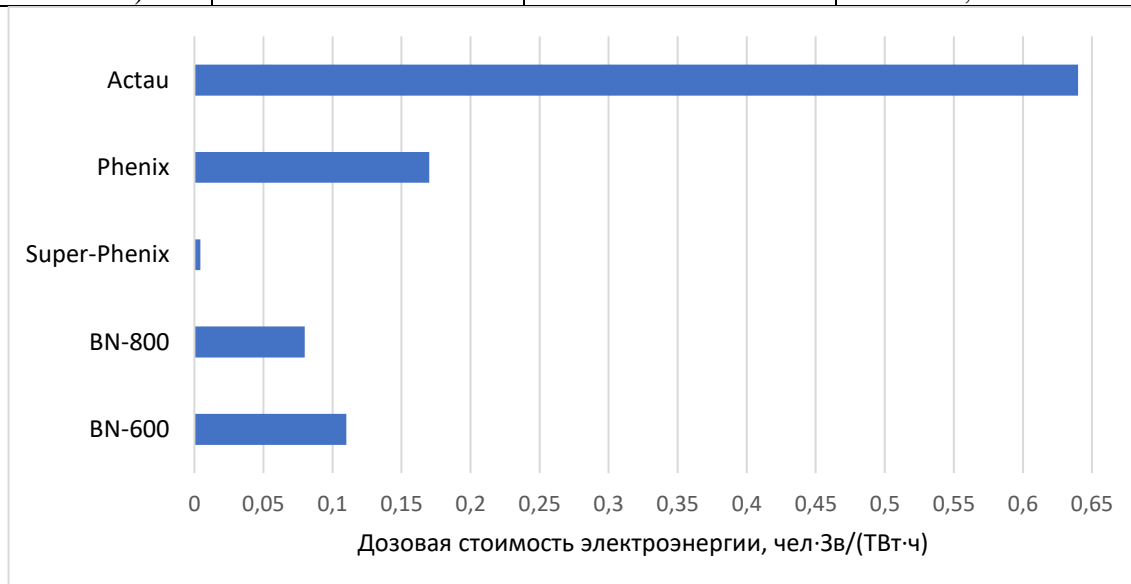


Рисунок 2.16. Дозовая стоимость электроэнергии АЭС с реакторами на быстрых нейтронах

Как видно из графика, дозовая стоимость электроэнергии АЭС с БН-350 значительно превышает показатели других установок с быстрыми натриевыми реакторами. В первую очередь, это можно объяснить петлевой компоновкой РУ БН-350 (оборудование первого контура размещено в отдельных боксах), что определяет необходимость контакта персонала с высокорadioактивным

²⁷ Расчет для Beloyarsk-3 проводился за период с 1980 по 2018 г.

²⁸ Расчет проводился за период с 1974 по 1998 г.

²⁹ Расчет проводился за период с 1999 по 2015 г. (с учетом периода снятия с эксплуатации)

оборудованием при ТОиР. На установках других типов используется интегральная компоновка, при которой все оборудование первого контура располагается в едином баке-корпусе. При необходимости ТОиР этого оборудования оно извлекается с использованием контейнера с инертной средой (аргона), отмывается от остатков натрия, дезактивируется и только после этого подвергается разборке, дефектации и ремонту [88], [89].

2.3.6. Водо-водяные энергетические реакторы с водой под давлением

2.3.6.1. Водо-водяные энергетические реакторы PWR

На сегодняшний день в 24 странах мира находятся в эксплуатации 305 энергоблока с реакторами типа PWR и ВВЭР мощностью от 150 МВт до 1750 МВт (для PWR) и мощностью от 415 МВт до 1188 МВт (для ВВЭР). Окончательно остановлено 68 энергоблоков, на стадии сооружения – 42 энергоблока (см табл. 2.2-2.3).

Реакторы типа PWR появились в начале 1950-х годов в США как энергетические установки для атомных подводных лодок (Наутилус, 1954). Успешный опыт создания реакторов данной конструкции для военно-морского флота был использован при проектировании первой экспериментальной энергетической установки в США для мирных целей – АЭС «Шиппингпорт» мощностью 60 МВт (эл.), которая была пущена в 1957 г. Современные PWR, сооружаемые в различных регионах мира, основаны на тех же технических принципах [87].

В табл. 2.18-2.21 и на рис. 2.17-2.18 приведены данные по коллективным дозам РУ PWR для 17 стран мира за период с 1996 по 2018 гг.

Таблица 2.18. Коллективная доза реакторов PWR.

Год	Коллективная доза, чел·Зв									
	Бельгия		Бразилия		Китай		Финляндия		Франция	
	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок
1996	6,44 / 7	0,92	2,68 / 1	1,34	2,22 / 3	0,74	2,64 / 2	1,32	87,45 / 55	1,59
1997	2,73 / 7	0,39	5,22 / 1	2,61	2,01 / 3	0,67	1,14 / 2	0,57	79,52 / 56	1,42
1998	4,90 / 7	0,70	2,52 / 1	1,26	2,13 / 3	0,71	2,08 / 2	1,04	67,20 / 56	1,20
1999	2,80 / 7	0,40	0,30 / 1	0,15	1,65 / 3	0,55	1,36 / 2	0,68	66,69 / 57	1,17
2000	2,45 / 7	0,35	2,70 / 2	1,35	1,77 / 3	0,59	2,26 / 2	1,13	62,64 / 58	1,08
2001	3,92 / 7	0,56	1,16 / 2	0,58	1,50 / 3	0,50	1,12 / 2	0,56	59,16 / 58	1,02
2002	2,87 / 7	0,41	1,36 / 2	0,68	3,25 / 5	0,65	2,62 / 2	1,31	56,26 / 58	0,97
2003	2,66 / 7	0,38	2,22 / 2	1,11	4,98 / 6	0,83	0,94 / 2	0,47	51,62 / 58	0,89
2004	2,87 / 7	0,41	-	-	3,99 / 7	0,57	2,50 / 2	1,25	45,82 / 58	0,79
2005	2,87 / 7	0,41	1,24 / 2	0,62	4,62 / 7	0,66	0,76 / 2	0,38	45,24 / 58	0,78
2006	2,73 / 7	0,39	1,12 / 2	0,56	3,43 / 7	0,49	1,66 / 2	0,83	40,02 / 58	0,69
2007	2,45 / 7	0,35	2,10 / 2	1,05	4,62 / 7	0,66	0,72 / 2	0,36	36,54 / 58	0,63
2008	2,73 / 7	0,39	1,48 / 2	0,74	3,78 / 7	0,54	1,56 / 2	0,78	38,28 / 58	0,66
2009	2,52 / 7	0,36	2,08 / 2	1,04	3,78 / 7	0,54	0,76 / 2	0,38	40,60 / 58	0,70
2010	2,10 / 7	0,30	1,00 / 2	0,50	3,96 / 9	0,44	1,62 / 2	0,81	35,96 / 58	0,62
2011	2,59 / 7	0,37	0,74 / 2	0,37	5,61 / 11	0,51	0,72 / 2	0,36	41,76 / 58	0,72
2012	2,31 / 7	0,33	0,16 / 2	0,08	4,95 / 11	0,45	1,68 / 2	0,84	39,44 / 58	0,68
2013	1,33 / 7	0,19	0,96 / 2	0,48	9,46 / 11	0,86	0,54 / 2	0,27	45,82 / 58	0,79
2014	1,75 / 7	0,25	0,68 / 2	0,34	6,90 / 15	0,46	0,84 / 2	0,42	41,76 / 58	0,72
2015	2,24 / 7	0,32	0,66 / 2	0,33	11,96 / 23	0,52	0,52 / 2	0,26	41,18 / 58	0,71
2016	2,03 / 7	0,29	0,64 / 2	0,32	15,19 / 31	0,49	0,84 / 2	0,42	44,08 / 58	0,76
2017	2,17 / 7	0,31	0,50 / 2	0,25	14,19 / 33	0,43	0,52 / 2	0,26	35,38 / 58	0,61
2018	2,24 / 7	0,32	0,66 / 2	0,33	15,99 / 39	0,41	1,24 / 2	0,62	38,86 / 58	0,67
Итого	63,7		32,18		131,94		30,64		1141,28	

Таблица 2.19. Коллективная доза реакторов PWR

Год	Коллективная доза, чел·Зв									
	Германия		Япония		Респ. Корея		Нидерланды		Пакистан	
	Суммарная КД /кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД /кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарна я КД /кол- во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД /кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД /кол-во блоков	КД на 1 блок
1996	21,58 / 13	1,66	24,96 / 24	1,04	19,36 / 10	1,04	1,11 / 1	1,11		
1997	18,59 / 13	1,43	24,24 / 24	1,01	19,36 / 10	1,01				
1998	13,13 / 13	1,01	23,04 / 24	0,96	22,88 / 11	0,96				
1999	15,99 / 13	1,23	24,48 / 24	1,02	18,48 / 11	1,02	0,30/ 1	0,30		
2000	14,69 / 13	1,13	24,72 / 24	1,03	16,94 / 12	1,03	0,56/ 1	0,56		
2001	11,57 / 13	0,89	30,48 / 24	1,27	14,74 / 12	1,27	0,52/ 1	0,52		
2002	15,99 / 13	1,23	24,00 / 24	1	11,44 / 14	1	0,34/ 1	0,34	0,28 / 1	0,28
2003	13,52 / 13	1,04	25,68 / 24	1,07	11,22 / 15	1,07	0,26/ 1	0,26	0,73 / 1	0,73
2004	11,70 / 13	0,90	30,00 / 24	1,25	12,98 / 15	1,25	0,79/ 1	0,79	-	-
2005	17,16 / 13	1,32	23,28 / 24	0,97	12,32 / 16	0,97	0,20/ 1	0,20	0,42 / 1	0,42
2006	9,98 / 12(1)	0,82 (0,14)	26,16 / 24	1,09	11,88 / 16	1,09	0,62/ 1	0,62	0,02 / 1	0,02
2007	13,52 / 12	1,04	32,40 / 24	1,35	14,74 / 16	1,35	0,23/ 1	0,23	-	-
2008	8,06 / 12	0,62	39,36 / 24	1,57	10,78 / 16	1,64	0,27/ 1	0,27	0,59 / 1	0,59
2009	13,65 / 12	1,05	38,64 / 24	1,61	7,52 / 16	1,61	0,24/ 1	0,24	0,23 / 1	0,23
2010	7,32 / 12	0,61	36,24 / 24	1,51	7,65 / 17	1,51	0,62/ 1	0,62	0,61 / 1	0,61
2011	5,28 / 12(1)	0,43 (0,12)	23,04 / 24	0,96	11,88 / 19	0,96	0,28/ 1	0,28	0,52 / 2	0,26
2012	1,94 / 8(5)	0,23 (0,02)	4,32 / 24	0,18	9,24 / 19	0,18	0,33/ 1	0,33	0,14 / 2	0,07
2013	4,16 / 8	0,32	5,52 / 24	0,23	11,66 / 19	0,23	0,83/ 1	0,83	1,06 / 2	0,53
2014	1,65 / 8(5)	0,16 (0,08)	5,52 / 24	0,23	7,163 / 19	0,23	0,23/ 1	0,23	1,19 / 2	0,6
2015	2,34 / 8	0,18	4,56 / 24	0,19	6,51 / 21	0,19	0,22/ 1	0,22	1,18 / 2	0,59
2016	1,82 / 6	0,14	4,08 / 21(3)	0,17 (0,09)	8,42 / 21	0,17	0,52/ 1	0,52	0,83 / 3	0,27
2017	1,32 / 6(7)	0,13 (0,07)	3,36 / 20(4)	0,14 (0,27)	5,9 / 21	0,14	0,61/ 1	0,61	0,49 / 4	0,12
2018	1,28 / 6(7)	0,10 (0,09)	5,04 / 18(6)	0,23 (0,12)	7,5 / 22	0,21	0,38/ 1	0,38	0,97 / 4	0,24
Итого	226,5		483,12		280,544		9,46		9,275	

Коллективная доза реакторов PWR

Год	Коллективная доза, чел·Зв							
	Словения		Южная Африка		Испания		Швеция	
	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок
1996	2,01 / 1	2,01	2,22 / 2	1,11	10,29 / 7	1,47	1,98 / 3	0,66
1997	0,99 / 1	0,99	2,48 / 2	1,24	9,45 / 7	1,35	1,92 / 3	0,64
1998	1,25 / 1	1,25	1,30 / 2	0,65	3,85 / 7	0,55	1,77 / 3	0,59
1999	1,65 / 1	1,65	1,72 / 2	0,86	4,97 / 7	0,71	1,29 / 3	0,43
2000	2,60 / 1	2,60	0,84 / 2	0,42	4,13 / 7	0,59	1,29 / 3	0,43
2001	1,13 / 1	1,13	2,30 / 2	1,15	3,01 / 7	0,43	1,05 / 3	0,35
2002	0,58 / 1	0,58	1,66 / 2	0,83	3,50 / 7	0,5	1,53 / 3	0,51
2003	0,80 / 1	0,80	2,04 / 2	1,02	3,01 / 7	0,43	1,62 / 3	0,54
2004	0,69 / 1	0,69	0,86 / 2	0,43	2,17 / 7	0,31	1,74 / 3	0,58
2005	0,07 / 1	0,07	2,26 / 2	1,13	2,94 / 7	0,42	1,89 / 3	0,63
2006	0,86 / 1	0,86	1,60 / 2	0,8	2,66 / 7	0,38	1,53 / 3	0,51
2007	0,89 / 1	0,89	1,48 / 2	0,74	3,50 / 7	0,5	1,23 / 3	0,41
2008	0,15 / 1	0,15	1,50 / 2	0,75	2,03 / 7	0,29	1,68 / 3	0,56
2009	0,65 / 1	0,65	1,48 / 2	0,74	5,04 / 7	0,72	2,76 / 3	0,92
2010	0,85 / 1	0,85	1,04 / 2	0,52	2,31 / 7	0,33	1,38 / 3	0,46
2011	0,07 / 1	0,07	1,10 / 2	0,55	3,50 / 7	0,5	4,29 / 3	1,43
2012	0,88 / 1	0,88	1,54 / 2	0,77	3,29 / 7	0,47	1,62 / 3	0,54
2013	1,35 / 1	1,35	0,60 / 2	0,3	2,73 / 7	0,39	1,56 / 3	0,52
2014	0,11 / 1	0,11	0,56 / 2	0,28	2,73 / 7	0,39	2,16 / 3	0,72
2015	0,79 / 1	0,79	2,18 / 2	1,09	2,66 / 7	0,38	2,04 / 3	0,68
2016	0,52 / 1	0,52	0,48 / 2	0,24	3,01 / 7	0,43	1,08 / 3	0,36
2017	0,06 / 1	0,06	0,58 / 2	0,29	1,75 / 7	0,25	0,63 / 3	0,21
2018	0,78 / 1	0,78	1,86 / 2	0,93	2,87 / 7	0,41	0,63 / 3	0,21
Итого	19,73		33,68		85,4		38,67	

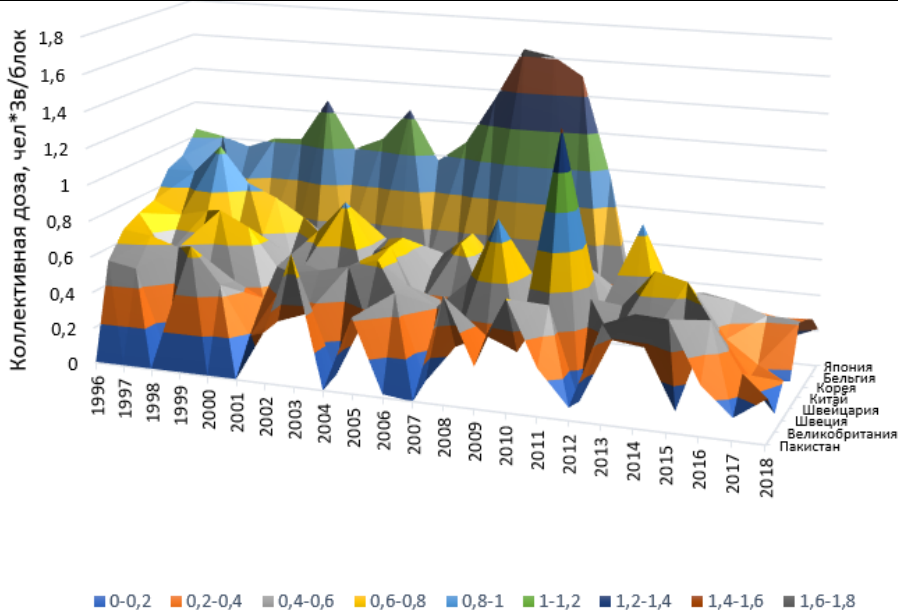


Рисунок 2.17. Коллективная доза АЭС с PWR (с 1996 по 2018 гг.)

Коллективная доза реакторов PWR

Год	Коллективная доза, чел·Зв					
	Швейцария		Великобритания		США	
	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок	Суммарная КД / кол-во блоков	КД на 1 блок
1996	2,13 / 3	0,71	0,53 / 1	0,53	91 / 69	1,3
1997	1,44 / 3	0,48	0,50 / 1	0,50	92,4 / 69	1,32
1998	1,38 / 3	0,46	0,04 / 1	0,04	63 / 69	0,9
1999	2,31 / 3	0,77	0,66 / 1	0,66	73,5 / 69	1,05
2000	2,07 / 3	0,69	0,46 / 1	0,46	67,2 / 69	0,96
2001	1,44 / 3	0,48	0,19 / 1	0,19	63,7 / 69	0,91
2002	1,53 / 3	0,51	0,29 / 1	0,29	60,9 / 69	0,87
2003	1,02 / 3	0,34	0,35 / 1	0,35	65,1 / 69	0,93
2004	1,44 / 3	0,48	0,03 / 1	0,03	50,4 / 69	0,72
2005	1,98 / 3	0,66	0,36 / 1	0,36	54,6 / 69	0,78
2006	1,05 / 3	0,35	0,52 / 1	0,52	60,9 / 69	0,87
2007	1,11 / 3	0,37	0,05 / 1	0,05	48,3 / 69	0,69
2008	1,38 / 3	0,46	0,26 / 1	0,26	47,6 / 69	0,68
2009	1,08 / 3	0,36	0,34 / 1	0,34	46,2 / 69	0,66
2010	1,59 / 3	0,53	0,27 / 1	0,27	38,5 / 68	0,55
2011	1,08 / 3	0,36	0,54 / 1	0,54	42,7 / 68	0,61
2012	1,29 / 3	0,43	0,04 / 1	0,04	42 / 68	0,6
2013	1,05 / 3	0,35	0,39 / 1	0,39	25,2 / 68	0,36
2014	0,78 / 3	0,26	0,37 / 1	0,37	35,7 / 66	0,51
2015	1,71 / 3	0,57	0,05 / 1	0,05	30,8 / 65	0,44
2016	1,02 / 3	0,34	0,55 / 1	0,55	21,7 / 66	0,31
2017	0,66 / 3	0,22	0,29 / 1	0,29	25,9 / 65	0,37
2018	0,45 / 3	0,15	0,10 / 1	0,10	23,1 / 65	0,33
Итого	30,99		7,18		1170,4	

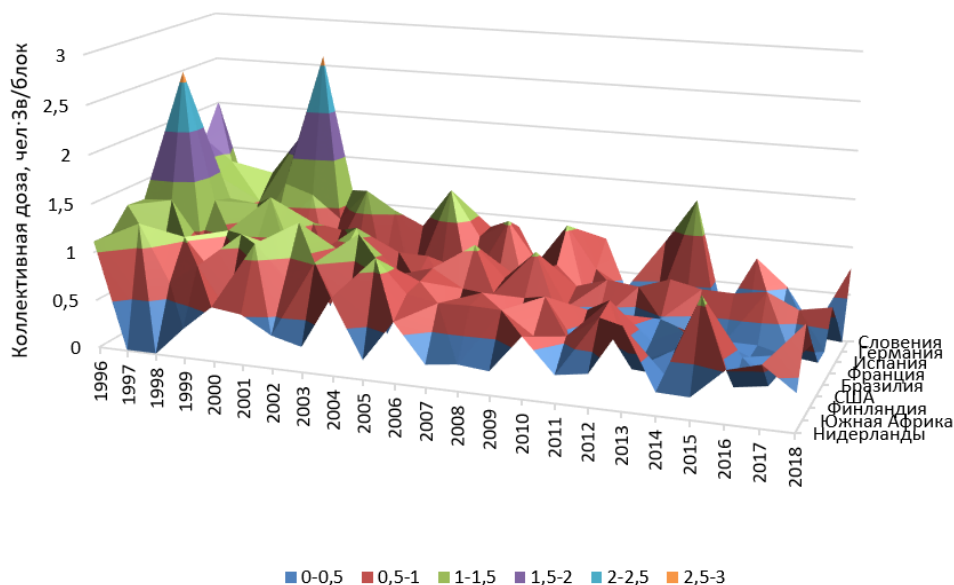


Рисунок 2.18. Коллективная доза АЭС с PWR (с 1996 по 2018 гг.)

Дозовая стоимость электроэнергии АЭС с PWR

Страна	Суммарная коллективная доза, чел·Зв	Суммарная электровыработка, ТВт·ч	Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв/(ТВт·ч)
Бельгия	63,70	962,15709	0,07
Бразилия	32,18	246,42855	0,13
Китай	131,94	1492,71352	0,09
Финляндия	30,64	322,52828	0,09
Франция	1141,28	9293,54577	0,12
Германия	226,5	2182,53526	0,10
Япония	483,12	2149,68367	0,22
Корея	280,544	2470,84207	0,12
Нидерланды	9,46	76,84411	0,12
Пакистан	9,275	55,82895	0,17
Словения	19,73	121,15857	0,16
Южная Африка	33,68	291,82575	0,12
Испания	85,40	1051,34117	0,08
Швеция	38,67	443,13013	0,09
Швейцария	30,99	305,62302	0,10
Великобритания	7,18	195,19886	0,04
США	1170,40	11780,1945	0,10

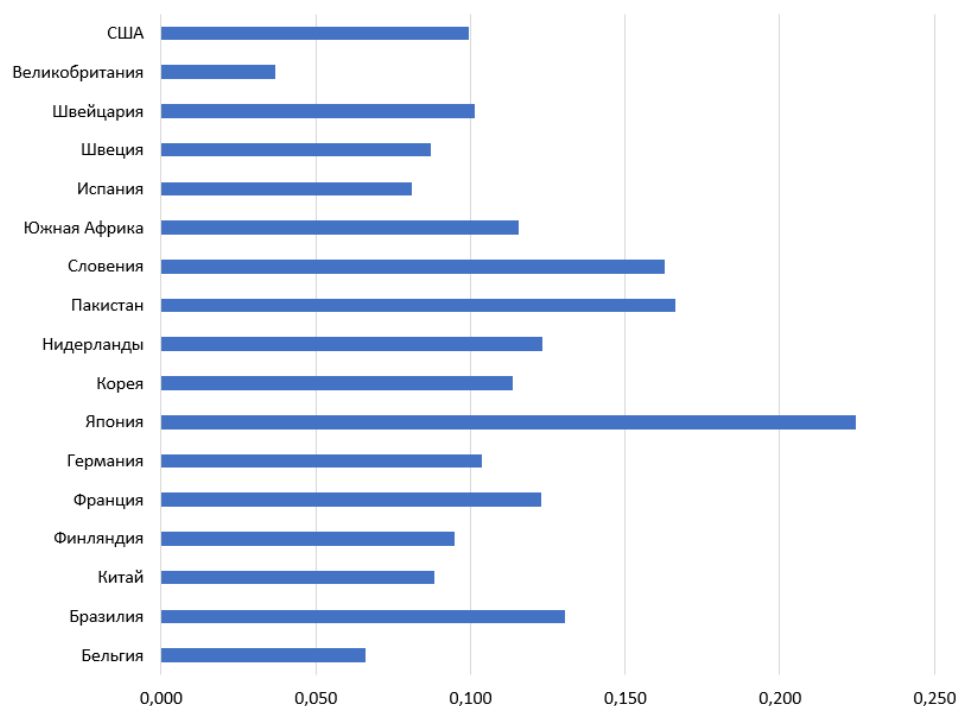


Рисунок 2.19. Дозовая стоимость электроэнергии АЭС с PWR, чел·Зв/(ТВт·ч)

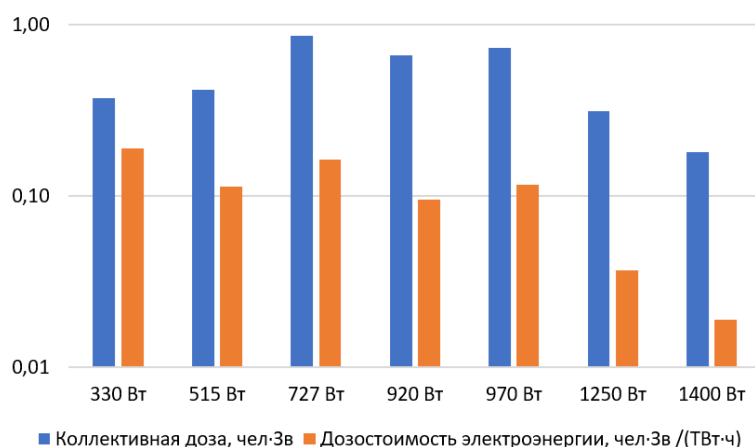


Рисунок 2.20. Зависимость среднегодовой коллективной дозы и дозовой стоимости электроэнергии от мощности энергоблока с реактором PWR

2.3.6.2. Водо-водяные ядерные реакторы (ВВЭР)

Первый энергетический водо-водяной реактор корпусного типа ВВЭР-210 был подключён к энергосети 30.09.1964 г. (блок №1 НВАЭС). В 1971-1972 гг. сданы в эксплуатацию первые ВВЭР-440 (блоки №3 и №4 НВАЭС), положившие начало большой серии реакторов данного типа различных модификаций [90]. Продолжением развития данного направления атомной энергетики СССР (России) стал реактор ВВЭР-1000, который является самым распространённым в своей серии – 37 действующих реакторов. В 2016 г. на НВАЭС включен в энергосистему России энергоблок №6 (проект «АЭС-2006», Поколение 3+) с РУ ВВЭР-1200 электрической мощностью 1200 МВт. В настоящее время энергоблоки проекта АЭС-2006 эксплуатируются на НВАЭС, Ленинградской АЭС-2 и Белорусской АЭС, сооружаются на нескольких АЭС за рубежом (в Бангладеш, Китае, Финляндии и т.д.). Данные по РУ ВВЭР приведены в табл. 2.23.

В табл.2.24-2.25 и рис.2.24 приведены данные по коллективным дозам АЭС с реакторами ВВЭР в разных странах мира. В табл.2.26-2.28 и на рис. 2.22-2.24 представлены данные по дозовой стоимости электроэнергии, вырабатываемой на АЭС с ВВЭР.

Водо-водяные энергетические реакторы

Страна	Энергоблок	Энергетическая установка	Год пуска (останова)	Электрическая мощность, МВт
Армения	Armenian-2	VVER B-270	1980	451
Болгария	Kozloduy-1	VVER B-230	1974 (2002)	440
	Kozloduy-2	VVER B-230	1975 (2002)	440
	Kozloduy-3	VVER B-230	1980 (2006)	440
	Kozloduy-4	VVER B-230	1982 (2006)	440
	Kozloduy-5	VVER B-320	1987	1000
	Kozloduy-6	VVER B-320	1991	1040
Китай	Tianwan-1	VVER B-428	2006	1060
	Tianwan-2	VVER B-428	2007	1060
	Tianwan-3	VVER B-428M	2017	1126
	Tianwan-4	VVER B-428M	2018	1126
Чехия	Dukovany-1	VVER B -213	1985	500
	Dukovany-2	VVER B-213	1986	500
	Dukovany-3	VVER B-213	1986	500
	Dukovany-4	VVER B-213	1987	500
	Temelin-1	VVER B-320	2000	1082
	Temelin-2	VVER B-320	2003	1082
Финляндия	Loviisa-1	VVER B-213	1977	531
	Loviisa-2	VVER B-213	1980	531
Венгрия	Paks-1	VVER B-213	1982	500
	Paks-2	VVER B-213	1984	500
	Paks-3	VVER B-213	1986	500
	Paks-4	VVER B-213	1987	500
Словакия	Bohunice-4	VVER B-213	1985	500
	Mochovce-1	VVER B-213	1998	470
	Mochovce-2	VVER B-213	1999	501
	Khmelnitski-1	VVER B-320	1987	1000
	Khmelnitski-2	VVER B-320	2004	1000
	Rovno-1	VVER B-213	1980	420
Россия	Balakovo-1	VVER B-320	1985	1000
	Balakovo-2	VVER B-320	1987	1000
	Balakovo-3	VVER B-320	1988	1000
	Balakovo-4	VVER B-320	1993	1000
	Kalinin-1	VVER B-338	1984	1000
	Kalinin-2	VVER B-338	1986	1000
	Kalinin-3	VVER B-320	2004	1000
	Kalinin-4	VVER B-320	2011	1000
	Kola-1	VVER B-230	1973	440
	Kola-2	VVER B-230	1973	440

Страна	Энергоблок	Энергетическая установка	Год пуска (останова)	Электрическая мощность, МВт
	Kola-3	VVER B-213	1981	440
	Kola-4	VVER B-213	1984	440
	Leningrad 2-1	VVER B-491	2018	1188
	Leningrad 2-2	VVER B-491	2020	1188
	Novovoronezh 3	VVER B-179	1971 (2016)	417
	Novovoronezh 4	VVER B-179	1972	417
	Novovoronezh 5	VVER B-187	1980	1000
	Novovoronezh 6	VVER B-392M	2016	1180
	Novovoronezh 7	VVER B-392M	2019	1181
	Rostov-1	VVER B-320	2001	1000
	Rostov-2	VVER B-320	2010	1000
	Rostov-3	VVER B-320	2018	1030
	Bohunice-1	VVER B-230	1978 (2006)	440
	Bohunice-2	VVER B-230	1980 (2008)	440
	Bohunice-3	VVER B-213	1984	500
Украина	Rovno-2	VVER B-213	1981	415
	Rovno-3	VVER B-320	1986	950
	Rovno-4	VVER B-320	2004	1000
	South Ukraine-1	VVER B-302	1982	1000
	South Ukraine-2	VVER B-338	1985	1000
	South Ukraine-3	VVER B-320	1989	1000
	Zaporozhye-1	VVER B-320	1984	1000
	Zaporozhye-2	VVER B-320	1985	1000
	Zaporozhye-3	VVER B-320	1986	1000
	Zaporozhye-4	VVER B-320	1987	1000
	Zaporozhye-5	VVER B-320	1989	1000
	Zaporozhye-6	VVER B-320	1995	1000

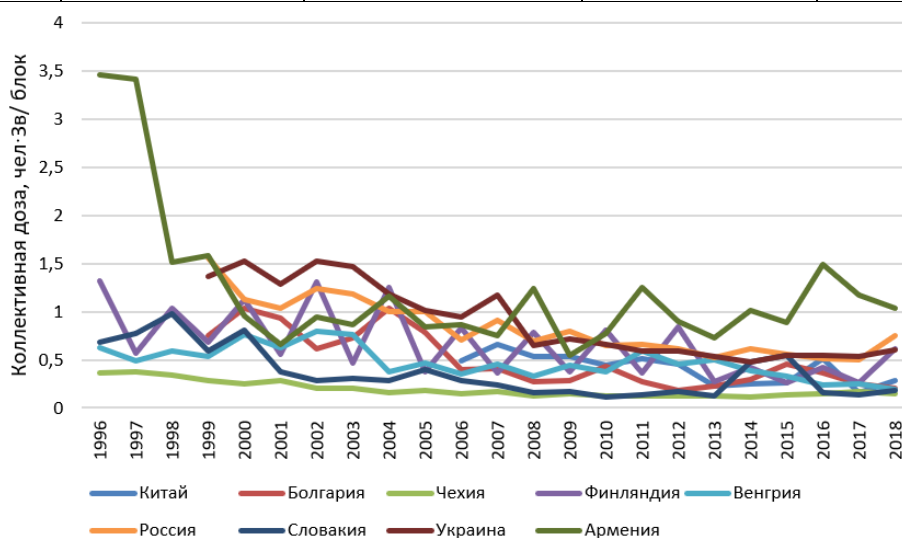


Рисунок 2.21. Значения коллективной дозы АЭС с ВВЭР (с 1996 по 2018 гг.)

Таблица 2.24. Коллективная доза водо-водяных энергетических реакторов

Год	Коллективная доза, чел·Зв									
	Армения		Болгария		Китай		Чехия		Финляндия	
	Σ КД / кол – во блоков	КД на 1 блок	Σ КД / кол – во блоков	КД на 1 блок	Σ КД / кол – во блоков	КД на 1 блок	Σ КД / кол – во блоков	КД на 1 блок	Σ КД / кол – во блоков	КД на 1 блок
1996	3,46	3,46					1,44 / 4	0,36	2,64 / 2	1,32
1997	3,41	3,41					1,52 / 4	0,38	1,14 / 2	0,57
1998	1,51	1,51					1,36 / 4	0,34	2,08 / 2	1,04
1999	1,58	1,58	4,50 / 6	0,75			1,12 / 4	0,28	1,36 / 2	0,68
2000	0,96	0,96	6,18 / 6	1,03			1,25 / 5	0,25	2,26 / 2	1,13
2001	0,66	0,66	5,58 / 6	0,93			1,45 / 5	0,29	1,12 / 2	0,56
2002	0,95	0,95	3,72 / 6	0,62			1,00 / 5	0,20	2,62 / 2	1,31
2003	0,86	0,86	2,92 / 4	0,73			1,20 / 6	0,20	0,94 / 2	0,47
2004	1,16	1,16	4,16 / 4	1,04			0,96 / 6	0,16	2,50 / 2	1,25
2005	0,84	0,84	3,12 / 4	0,78			1,08 / 6	0,18	0,76 / 2	0,38
2006	0,86	0,86	1,60 / 4	0,40	1,96 / 1	1,96	0,90 / 6	0,15	1,66 / 2	0,83
2007	0,75	0,75	0,82 / 2	0,41	2,64 / 2	1,32	1,02 / 6	0,17	0,72 / 2	0,36
2008	1,24	1,24	0,54 / 2	0,27	2,16 / 2	1,08	0,78 / 6	0,13	1,56 / 2	0,78
2009	0,55	0,55	0,56 / 2	0,28	2,16 / 2	1,08	0,90 / 6	0,15	0,76 / 2	0,38
2010	0,77	0,77	0,86 / 2	0,43	1,76 / 2	1,38	0,72 / 6	0,12	1,62 / 2	0,81
2011	1,25	1,25	0,54 / 2	0,27	2,04 / 2	1,02	0,72 / 6	0,12	0,72 / 2	0,36
2012	0,90	0,90	0,36 / 2	0,18	1,80 / 2	0,9	0,72 / 6	0,12	1,68 / 2	0,84
2013	0,73	0,73	0,46 / 2	0,23	0,92 / 2	0,46	0,72 / 6	0,12	0,54 / 2	0,27
2014	1,01	1,01	0,60 / 2	0,30	1,00 / 2	0,5	0,66 / 6	0,11	0,84 / 2	0,42
2015	0,89	0,89	0,90 / 2	0,45	1,04 / 2	0,52	0,84 / 6	0,14	0,52 / 2	0,26
2016	1,49	1,49	0,72 / 2	0,36	2,04 / 2	1,02	0,90 / 6	0,15	0,84 / 2	0,42
2017	1,17	1,17	0,50 / 2	0,25	0,64 / 2	0,32	1,02 / 6	0,17	0,52 / 2	0,26
2018	1,03	1,03	0,40 / 2	0,20	1,16 / 4	0,29	0,90 / 6	0,15	1,24 / 2	0,62
Итого	28,03		39,04		21,32		23,18		30,64	

Таблица 2.25. Коллективная доза водо-водяных энергетических реакторов

Год	Коллективная доза, чел·Зв							
	Венгрия		Россия		Словакия		Украина	
	Σ КД / кол – во блоков	КД на 1 блок	Σ КД / кол – во блоков	КД на 1 блок	Σ КД / кол – во блоков	КД на 1 блок	Σ КД / кол – во блоков	КД на 1 блок
1996	2,52 / 4	0,63	22,12 / 13	1,7	2,72 / 4	0,68		
1997	1,96 / 4	0,49	17,46 / 13	1,34	3,08 / 4	0,77		
1998	2,36 / 4	0,59	17,45 / 13	1,34	4,90 / 5	0,98		
1999	2,12 / 4	0,53	23,85 / 13	1,83	2,95 / 5	0,59	17,81 / 13	1,37
2000	3,04 / 4	0,76	16,13 / 13	1,24	4,86 / 6	0,81	19,89 / 13	1,53
2001	2,52 / 4	0,63	19,71 / 14	1,03	2,22 / 6	0,37	16,77 / 13	1,29
2002	3,20 / 4	0,80	18,64 / 14 (2)	1,24 (0,63)	1,74 / 6	0,29	19,89 / 13	1,53
2003	3,04 / 4	0,76	17,27 / 14 (2)	1,18 (0,34)	1,86 / 6	0,31	19,11 / 13	1,47
2004	1,52 / 4	0,38	15,42 / 15 (2)	1,00 (0,18)	1,74 / 6	0,29	16,52 / 14	1,18
2005	1,88 / 4	0,47	15,20 / 15 (2)	1,00 (0,12)	2,34 / 6	0,39	14,14 / 14	1,01
2006	1,40 / 4	0,35	10,75 / 15 (2)	0,70 (0,13)	1,62 / 6	0,27	13,30 / 14	0,95
2007	1,80 / 4	0,45	13,81 / 15 (2)	0,91 (0,10)	1,38 / 6	0,23	16,38 / 14	1,17
2008	1,32 / 4	0,33	10,57 / 15 (2)	0,69 (0,08)	0,90 / 6	0,15	9,10 / 14	0,65
2009	1,76 / 4	0,44	12,24 / 15 (2)	0,80 (0,08)	0,76 / 4	0,19	10,08 / 14	0,72
2010	1,48 / 4	0,37	9,94 / 15 (2)	0,65 (0,08)	0,60 / 4	0,15	9,24 / 14	0,66
2011	2,36 / 4	0,59	9,99 / 15 (2)	0,66 (0,07)	0,64 / 4	0,16	8,26 / 14	0,59
2012	1,80 / 4	0,45	10,66 / 17 (2)	0,62 (0,08)	0,64 / 4	0,16	8,26 / 14	0,59
2013	2,00 / 4	0,50	8,91 / 17 (2)	0,52 (0,05)	0,52 / 4	0,13	7,42 / 14	0,53
2014	1,56 / 4	0,39	10,56 / 17 (2)	0,62 (0,04)	0,52 / 4	0,13	6,72 / 14	0,48
2015	1,32 / 4	0,33	10,21 / 18 (2)	0,56 (0,07)	0,64 / 4	0,16	7,70 / 14	0,55
2016	0,96 / 4	0,24	9,37 / 18 (2)	0,51 (0,05)	0,60 / 4	0,15	7,70 / 14	0,55
2017	1,00 / 4	0,25	9,73 / 18 (3)	0,50 (0,27)	0,52 / 4	0,13	7,42 / 14	0,53
2018	0,76 / 4	0,19	15,78 / 20 (3)	0,75 (0,27)	0,64 / 4	0,16	8,40 / 14	0,60
Итого	43,68		325,77		38,39		244,11	

Таблица 2.26

Дозовая стоимость электроэнергии водо-водяных энергетических реакторов,
чел·Зв/ТВт·ч

Страна	Суммарная коллективная доза, чел·Зв	Суммарная электровыработка, ТВт·ч	Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв/(ТВт·ч)
Армения ³⁰	28,03	48,87055	0,574
Болгария	39,04	359,86031	0,108
Китай	21,32	181,45473	0,117
Чехия	23,18	508,2284	0,046
Финляндия	30,64	178,81398	0,171
Венгрия	43,68	315,76636	0,138
Россия	325,77	1778,717	0,183
Словакия	50,4	326,68901	0,154
Украина	244,11	1502,22135	0,162

Таблица 2.27

Дозовая стоимость электроэнергии АЭС с ВВЭР-440

Страна	Энергоблок	Реакторная установка	Средняя коллективная доза, чел·Зв	Средняя электровыработка, ТВт·ч	Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв/(ТВт·ч)
Россия	Kola 1-4	В-230	0,74	2,37	0,31
Армения	Armenian-2	В-270	1,21	2,12	0,57
Болгария	Kozloduy 1-4	В-230	0,94	2,25	0,42
Чехия	Dukovany 1-4	В-213	0,18	3,22	0,06
Финляндия	Loviisa 1,2	В-213	0,32	3,89	0,08
Венгрия	Paks 1-4	В-213	0,55	3,49	0,16
Словакия	Bohunice 1,2	В-230	0,37	3,08	0,12
	Bohunice 3,4	В-213			
	Mochovce 1,2	В-213			

Ряд РУ ВВЭР-440 на зарубежных АЭС (например, Пакш, Ловииса) подверглись модернизации с целью увеличения мощности и в настоящее время работают на повышенной мощности (более 500 МВт).

³⁰ Среднее годовое значение КИУМ энергоблока Armenian-2 – 64,54%

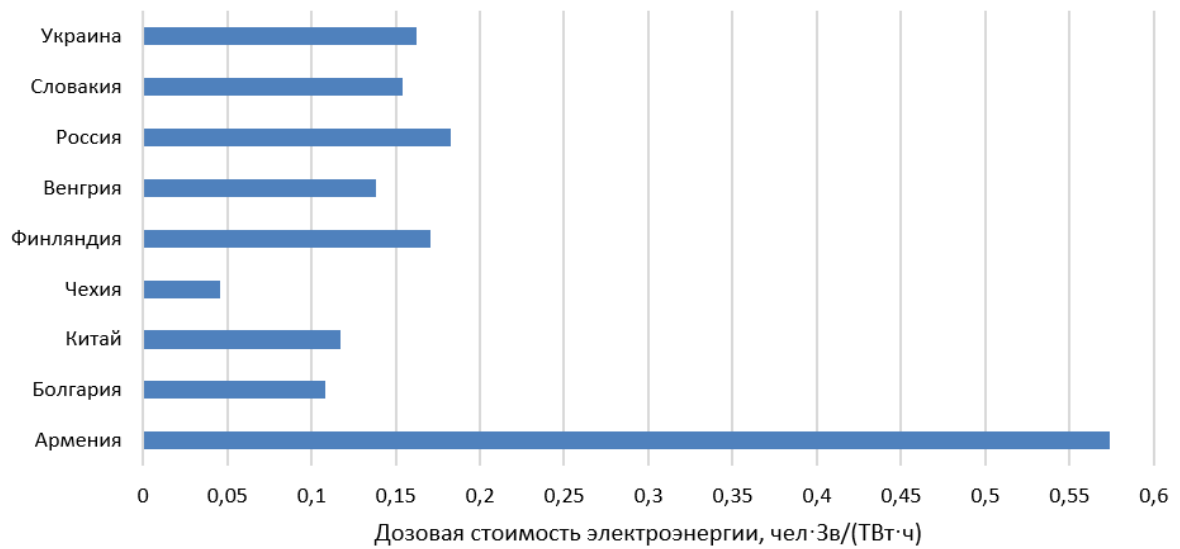


Рисунок 2.22. Значения дозовой стоимости электроэнергии для стран с ВВЕР (с 1996 по 2018 гг.)

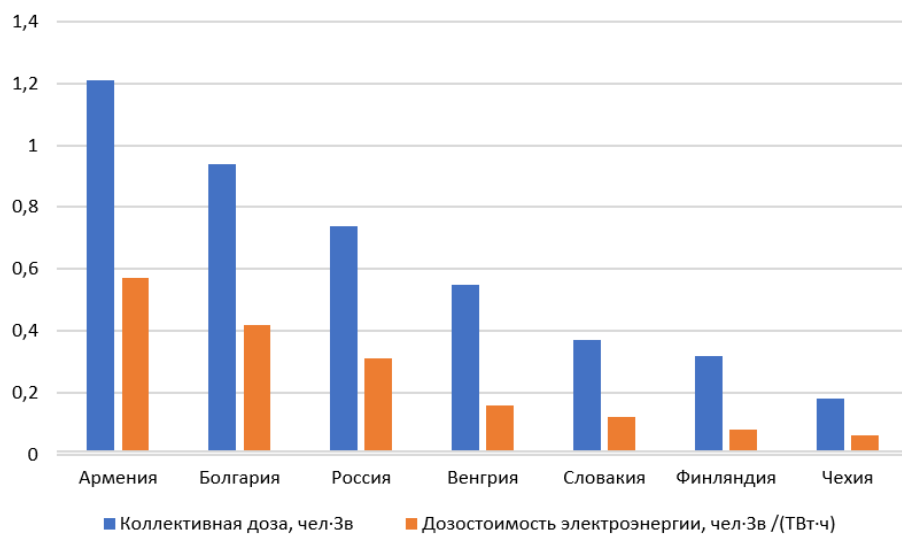


Рисунок 2.23. Средняя годовая коллективная доза и дозовая стоимость электроэнергии для АЭС с ВВЭР-440

Таблица 2.28

Дозовая стоимость электроэнергии для ВВЭР-1000, чел·Зв/(ТВт·ч)

Страна	Энергоблок	Энергетическая установка	Средняя коллективная доза, чел·Зв	Средняя электровыработка, ТВт·ч	Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв/ТВт·ч
Китай	Tianwan 1-4	V-428	0,39	6479,30	0,06
Болгария	Kozloduy 5,6	V-320	0,25	6849,53	0,04
Чехия	Temelin 1,2	V-320	0,10	5834,47	0,02
Россия	Rostov 1-4	V-320	0,14	7190,62	0,02
	Kalinin 1-4	V-338	0,95	6614	0,14
	Balakovo 1-4	V-320	0,66	6,53	0,10

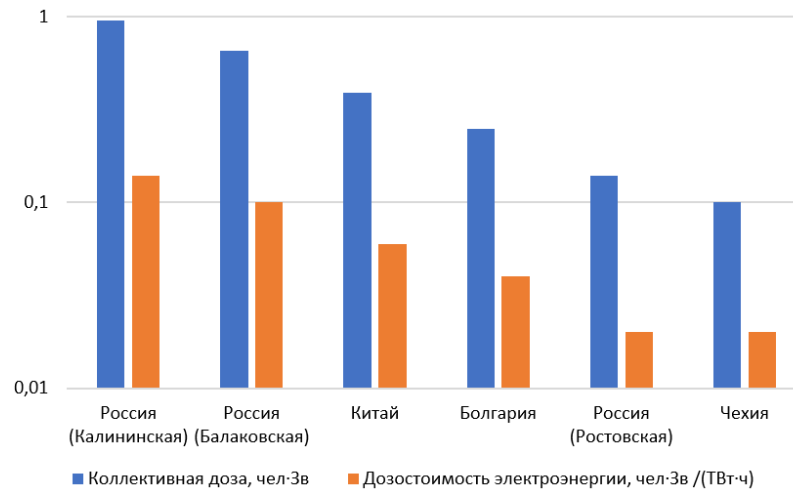


Рисунок 2.24. Средняя годовая коллективная доза и дозовая стоимость электроэнергии для АЭС ВВЭР-1000

2.4. Анализ зависимости дозовой стоимости электроэнергии от мощности энергоблока, типа реактора, компоновки, количества контуров АЭС

Для выявления зависимости ДСЭЭ от количества контуров передачи тепловой энергии от активной зоны реактора до паротурбинного контура, где она преобразуется в механическую энергию вращения турбины и связанного с ней турбогенератора, были проанализированы показатели дозовых затрат при эксплуатации и объемы произведенной электроэнергии для одноконтурных АЭС с реакторами типа BWR и уран-графитовыми канальными реакторами (табл. 2.29, рис. 2.26-2.27), а также для двухконтурных АЭС с реакторами типа PWR и их российскими аналогами ВВЭР (табл. 2.30, рис. 2.28-2.29). На рис. 2.27 и 2.29 для сравнения нанесены данные по дозовой стоимости электроэнергии, производимой на трехконтурной АЭС с быстрыми натриевыми реакторами.

Дозовая стоимость электроэнергии одноконтурных АЭС в зависимости от мощности

Электрическая мощность, МВт	АЭС (Страна)	Тип реакторной установки	Средняя за год коллективная доза, чел·Зв	Средняя за год выработка электроэнергии, ТВт·ч	Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв / (ТВт·ч)
12	Билибинская (Россия)	ЭГП-6	0,79	0,036	21,80
150 ³¹	Белоярская (Россия)	АМБ-100, АМБ-200	24,61	1,190	20,68
805	Laguna Verde (Мексика)	BWR-5	3,27	4,739	0,69
920	Olkiluoto (Финляндия)	BWR-2500	0,61	6,777	0,09
1000	Смоленская (Россия)	РБМК-1000	4,71	6,116	0,77
1000	Курская (Россия)	РБМК-1000	6,37	5,539	1,15
1000	Ленинградская (Россия)	РБМК-1000	3,92	5,521	0,71
1102	Cofrentes (Испания)	BWR-6	1,31	8,187	0,16
1344	Gundremmingen (Германия)	BWR-72	0,93	9,300	0,10

³¹ При расчете дозовой стоимости электроэнергии энергоблоков №1 и №2 Белоярской АЭС в связи с невозможностью разделения информации по коллективным дозам, приняты следующие допущения: указана средняя для двух энергоблоков мощность (150 МВт), приведены суммарные данные по коллективной дозе и выработке электроэнергии за весь период эксплуатации обеих блоков

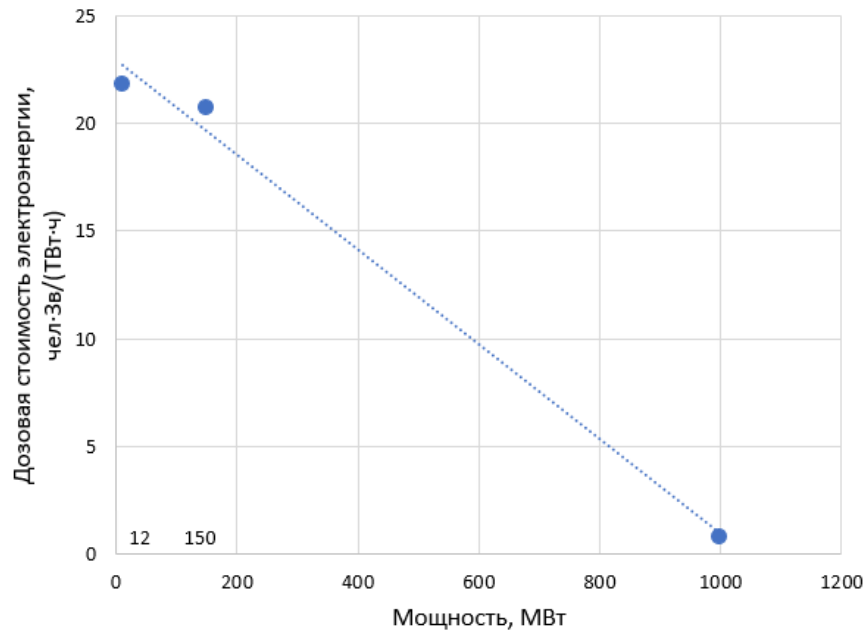


Рисунок 2.25. Дозовая стоимость электроэнергии одноконтурных АЭС с каналными уран-графитовыми реакторами мощностью от 12 до 1000 МВт

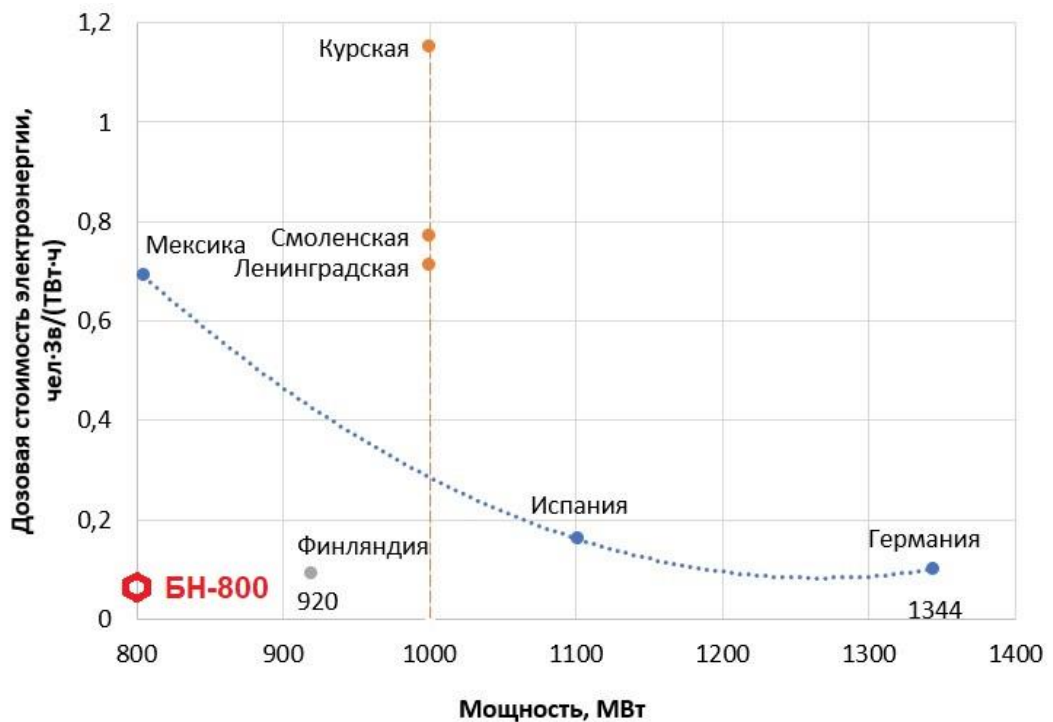


Рисунок 2.26. Дозовая стоимость электроэнергии одноконтурных АЭС с кипящими реакторами ВВР и РБМК-1000 и РУ БН-800 (трехконтурная схема)

Дозовая стоимость электроэнергии двухконтурных АЭС
мощностью от 330 до 1400 МВт

Электрическая мощность, МВт	АЭС (Страна)	Тип реакторной установки	Средняя годовая коллективная доза, чел·Зв	Средняя годовая выработка электроэнергии, ТВт·ч	Дозовая стоимость электроэнергии, чел·Зв / (ТВт·ч)
330	Часнупр (Пакистан)	CNP-300	0,37	1,947	0,19
500	Ракс (Венгрия)	ВВЭР-440 (В-213)	0,55	3,437	0,16
515	Borssele (Нидерланды)	KWU 2LP	0,42	3,818	0,11
530	Loviisa (Финляндия)	ВВЭР-440 (В-213)	0,55	3,437	0,16
727	Krsko (Словения)	WH 2LP	0,86	5,375	0,16
970	Коеберг (ЮАР)	CP1	0,73	6,083	0,12
1000	Балаковская (Россия)	ВВЭР-1000 (В-320)	0,66	6,600	0,10
1200	Нововоронежская (Россия)	ВВЭР-1200 (В-392М)	0,81	5,400	0,15
1250	Sizewell B (Великобритания)	Snupps	0,31	7,750	0,04
1400	Emsland (Германия)	Konvoi	0,18	9,000	0,02

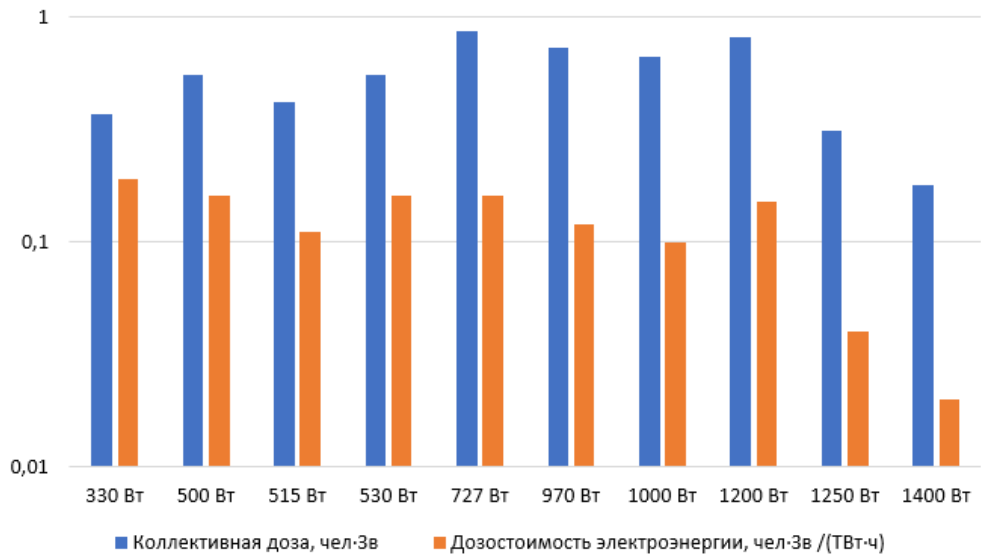


Рисунок 2.27. Средняя годовая коллективная доза и дозовая стоимость электроэнергии двухконтурных АЭС с реакторами с водой под давлением

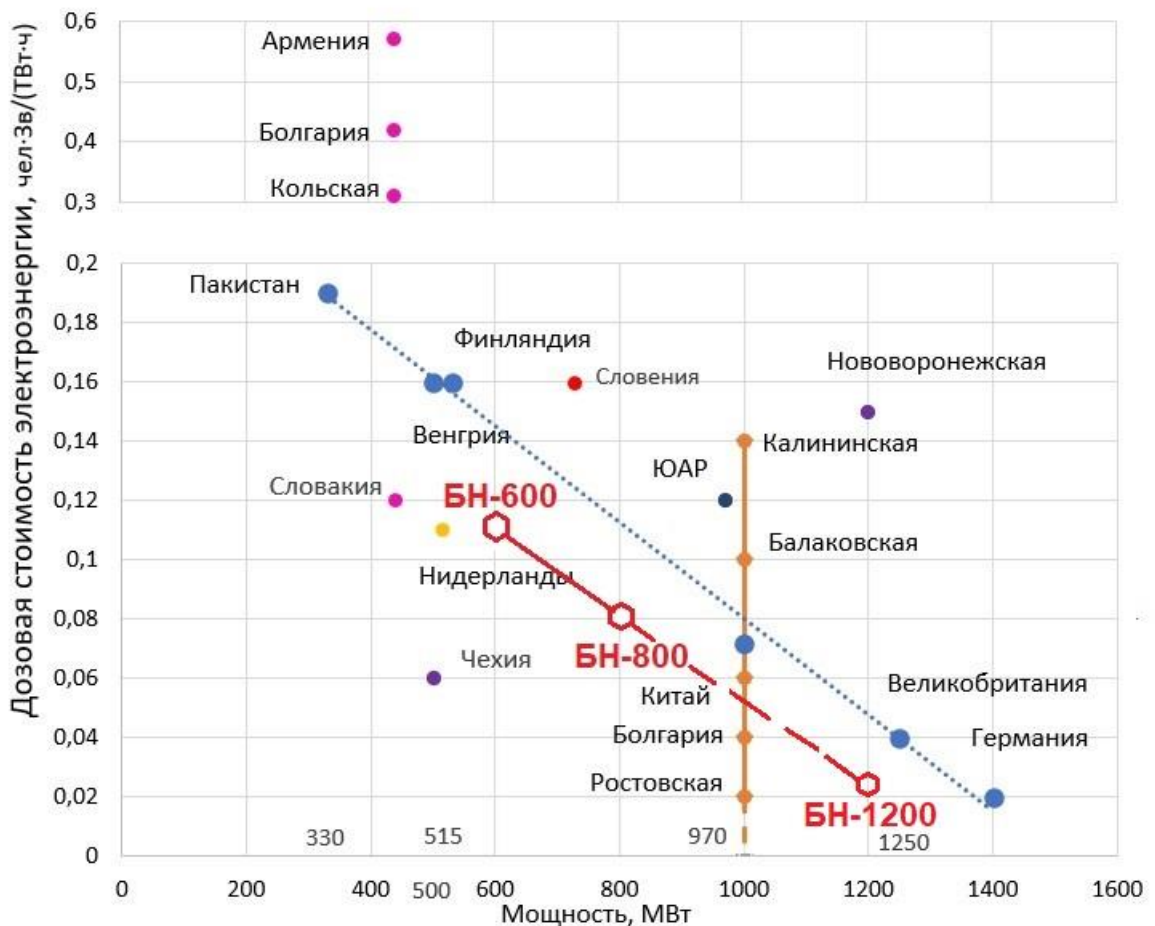


Рисунок 2.28. Дозовая стоимость электроэнергии двухконтурных АЭС мощностью от 330 до 1400 МВт и РУ БН-600, БН-800 (трехконтурная схема)

2.5. Выводы к главе 2

1. Для оценки приемлемости и перспектив развития атомной энергетики в рамках реализации ключевых принципов радиационной безопасности, в частности, принципов обоснования и оптимизации защиты, помимо значений коллективной дозы, необходимо учитывать такой важный показатель, как дозовая стоимость электроэнергии (ДСЭЭ), вырабатываемой на АЭС.
2. Дозовая стоимость вырабатываемой электроэнергии на АЭС зависит не только от коллективной дозы, но и от количества вырабатываемой электроэнергии, то есть от мощности энергоблока и эффективности ее использования, которая характеризуется коэффициентом использования установленной мощности. При увеличении единичной мощности энергоблока ДЗСЭЭ уменьшается.
3. Наибольшие значения дозовой стоимости электроэнергии наблюдаются для одноконтурных АЭС, поскольку паротурбинный контур также является радиоактивным.
4. Среди одноконтурных АЭС наибольшие значения дозовой стоимости электроэнергии имеют уран-графитовые каналные реакторные установки, поскольку их конструкция предполагает значительно большее (по сравнению с кипящими корпусными реакторами) количество трубопроводных коммуникаций, требующих проведения регулярных работ по контролю и ремонту.
5. Реакторные установки с интегральной компоновкой оборудования первого контура имеют значительно меньшую дозовую стоимость электроэнергии по сравнению с петлевой.
6. При переходе от одноконтурной схемы к двух- и трехконтурной дозовая стоимость электроэнергии снижается.

Глава 3. Обзор исследований радиационно-защитных свойств некоторых композитных материалов

3.1. Композитные радиационно-защитные материалы

3.1.1. Общие сведения

Одним из ключевых направлений НИР, проводимых на кафедре атомных станций и ВИЭ УрФУ, является проектирование состава и расчетно-экспериментальные исследования композитных РЗМ с использованием различных матриц.

В связи с масштабными работами по сооружению АЭС российского дизайна за рубежом возрастает значимость использования местных природных минералов в составе строительных материалов, возникает ряд задач по оптимизации затрат по сооружению АЭС, и в первую очередь, по использованию местного сырья. В связи с этим актуализировались задачи исследований радиационно-защитных свойств местных минералов для оценки возможности их использования для сооружения биологической защиты радиационно-опасных объектов.

В связи с запросом со стороны зарубежных аспирантов, прибывших в УрФУ для проведения исследований по данному направлению, с 2018 года на кафедре «Атомные станции и ВИЭ» начались исследования радиационно-защитных свойств «местных» минералов и их комбинаций для оценки потенциальной возможности их использования в составе строительных материалов радиационных защит, бетонов и т.д.

В главе представлен 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 [91] и некоторых композитных РЗМ с использованием различных матриц (полимеры, цемент, глина, стекло, высокотемпературная керамика и т.д.) [92], [93], [94], [95]. 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.).

Преимуществом композитных РЗМ перед однородными материалами является возможность проектирования их состава применительно к планируемым условиям облучения (заданному изотопному составу радиоактивных загрязнений на ОИАЭ) и оптимизация состава в соответствии с принципами радиационной безопасности.

При создании новых композитных материалов и выборе их компонентов следует ориентироваться на отходы промышленного производства, подлежащие захоронению и требующие больших затрат на утилизацию. Это в полной мере относится к композитных материалов с повышенными защитными свойствами от гамма-излучения, в которых в качестве наполнителей возможно эффективное применение отходов тяжелых металлов и других материалов с высокой плотностью [96]. Проблема утилизации отходов весьма актуальна и ее решению посвящены исследования многих ученых. Применительно к теме разработки композитных РЗМ можно упомянуть поиск путей утилизации значительного количества отходов производства оптического стекла, накопленных в результате многолетней работы стекольного завода в Пензенской области. Решению этой проблемы посвящен ряд научных исследований по созданию радиационно-защитных композитных материалов с различными матрицами, включающими наполнитель в виде отходов данного стекла с содержанием оксида свинца до 71% [97], [94], [99].

Бетоны получили наибольшее распространение в радиационной защите по сравнению с другими строительными материалами, поскольку применение различного рода добавок и наполнителей позволяет повысить физико-механические свойства, оказывающие решающее воздействие на эффект ослабления излучения.

Полимерные материалы зарекомендовали себя в качестве радиационной защиты как лёгкие, прочные, эластичные и гибкие в применении [100], [101]. Технологии иммобилизации/химической фиксации отходов посредством создания полимерных композитов имеют доказанную эффективность и являются простыми, доступными, экономичными и применяемыми. Они позволяют создать стабильные материалы, устойчивые к агрессивным условиям с разнообразными параметрами, и полученные материалы можно относительно легко переработать (например, биорастворителями или плавлением), что позволяет извлечь наполнитель в случае необходимости или восстановить материал [102]. Полимеризация позволяет получать разнообразные физико-химические свойства материалов, что может помочь скомпенсировать недостатки и раскрыть преимущества наполнителя, в данном случае DU, и изготавливать материалы, оптимизированные под конкретные условия эксплуатации [103].

Общая доля полимерных материалов, применяемых в строительстве невелика по сравнению с объемом производства строительных материалов на минеральной основе, что объясняется относительно высокой стоимостью полимеров. Однако ряд уникальных свойств, которыми обладают такие материалы, создают предпосылки для проведения исследований, направленных на создание новых композиционных материалов, поиск оптимальных областей их применения и усовершенствование технологии, рецептуры и свойств традиционных строительных материалов.

Расчетно-экспериментальное исследование полимерных композитных материалов на базе РЗМ «АБРИС» (ООО ЗГМ), включая внедрение результатов в производство, выполненные под руководством автора диссертации и непосредственном его участии на всех этапах исследований, подробно освещены в главе 4.

Стекла, являющиеся обязательным конструкционным элементом в составе некоторых радиационно-опасных помещений, где требуется визуальный контроль выполняемых внутри работ, занимают особое место среди используемых защитных материалов. При этом смотровые окна «горячих камер», машин радиационной разведки должны позволять получать максимально качественную визуальную информацию о наблюдаемом объекте при обеспечении радиационной

безопасности персонала. Работы по созданию радиационно-защитных стекол велись с начала освоения энергии атома и использования ионизирующих излучений [104]. Огромный вклад в решение проблемы радиационно-оптической устойчивости оптических материалов внесли ученые Государственного оптического института им. С. И. Вавилова³². Плеяду зарубежных ученых, успешно работавших в области радиационного материаловедения стекол, безусловно, возглавлял Н. Крейдл, заслуженно считавшийся патриархом в этой области науки. Более 50 лет все эти ученые создавали научный фундамент радиационного оптического материаловедения, обеспечивающий надежное функционирование оптических приборов в условиях радиационного воздействия [105].

Растущий интерес к исследованиям влияния различных добавок в традиционные стеклянные системы на их радиационно-защитные свойства подтверждается ростом количества публикаций в ведущих международных журналах. Так, по данным поиска в Scopus, Web of Science за период 2018–2021 гг. было опубликовано 1634 статьи (в 2018 г. – 271, в 2021 г. – 561 статья), посвященных расчетно-экспериментальным исследованиям стекол

Поскольку химический состав стекол может значительно различаться (боросиликатные, свинцовые, натриевые и др.), изменения свойств, вызываемые облучением, у них не одинаковы. В целом же изменения физических свойств стекол под действием облучения, как правило, меньше, чем у керамических материалов [106], что позволяет их рекомендовать к широкому применению в качестве материалов для защиты от радиации.

В главе приведен результатов расчетно-экспериментальных исследований, выполненных в процессе диссертационной работы, экранирующих свойств ряда стеклянных систем с различными добавками: тройных с химическим составом $(100-x)\text{SiO}_2-x(\text{SnO}+\text{SnF}_2)$ ($x = 40, 45, 50, 55$ и 60 моль%) [107]; щелочно-боратных стекол, легированных кадмием [108]; 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%) [109]; 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.%) [110]; стекло $5\text{La}_2\text{O}_3-10\text{BaO}-(65-x)\text{V}_2\text{O}_3-20\text{V}_2\text{O}_5-x\text{Bi}_2\text{O}_3$ ($x = 0, 3, 6, 9, 12, 15$ мол.%) [111]; стеклянной

³² АО «НПО Государственный оптический институт им. С. И. Вавилова»

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 Tm^{3+} [112]; повышение экранирующей способности натриево-известковых стекол с добавкой Sb_2O_3 , как потенциального материала для радиационной защиты [113]; 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 $1400-1500$ °C в зависимости от доли Y_2O_3 [114], и некоторые другие [115] [116] [117] [118].

3.1.2. Методология проведения исследований

Массовый коэффициент ослабления и линейный коэффициент ослабления являются основными параметрами защиты, они используются для оценки способности исследуемых композитов ослаблять падающее гамма-излучение и определяются следующими уравнениями (3.1) и (3.2):

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} = \sum_i w_i \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_i = MAC(\text{см}^2\text{г}^{-1}) = \frac{LAC}{\rho(\text{г}\cdot\text{см}^3)} \quad (3.1)$$

где $\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_i$ – массовый коэффициент ослабления i -го составного элемента, w_i - массовая доля i - го составного элемента.

Коэффициент линейного ослабления μ выражается из закона

$$I(x) = I_0 e^{-\mu x} \quad (3.2)$$

где I_0 – интенсивность гамма-излучения от «голого» источника (без экранирующего материала), I – интенсивность гамма-излучения источника, закрытого исследуемым образцом (экранирующим материалом), x – толщина экранирующего поглотителя.

$$\mu = -\frac{1}{x} \ln\left(\frac{I}{I_0}\right) \quad (3.3)$$

Различают геометрию узкого («хорошая» геометрия) и широкого («плохая» геометрия) пучков. Геометрия узкого пучка характеризуется тем, что детектор регистрирует только первичное нерассеянное излучение источника, каждая провзаимодействовавшая со средой частица и вторичное излучение детектором не

регистрируются. В реальных задачах наряду с нерассеянным излучением источника регистрируется также рассеянное в среде и вторичное излучение. Геометрия, при которой детектор регистрирует нерассеянное и рассеянное первичное и вторичное излучение, называют геометрией широкого пучка. Рассеянное в среде излучение и вторичное излучение для фотонов обычно учитывают путем введения в закон (3.2) коэффициент – фактор накопления фотонного излучения B [119] – *exposure buildup factor (EBF)*.

Слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$) представляет собой необходимую толщину экранирующего материала для уменьшения интенсивности излучения до половины от его начального значения. Слой половинного ослабления (HVL) и средняя длина свободного пробега (MFP) рассчитываются с использованием линейного коэффициента ослабления, как указано в уравнениях (3.4), (3.5), соответственно [119]:

$$\Delta_{0,5} = \text{HVL} = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (3.4)$$

$$\text{MFP} = \frac{1}{\mu(\text{см}^{-1})}, \text{MFP} = \frac{\text{HVL}}{\ln(2)} \quad (3.5)$$

где μ – линейный коэффициент ослабления.

Эффективный атомный номер (Z_{eff}) вычисляется с помощью уравнения (3.6):

$$Z_{eff} = \frac{\sum_i f_i A_i \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_i}{\sum_i \frac{A_i \left(\frac{\mu}{\rho}\right)_i}{Z_i}} \quad (3.6)$$

где A_i – атомная масса i -го составного элемента, f_i – массовую долю i -го элемента, Z_i – атомный номер i -го элемента, $\left(\frac{\mu}{\rho}\right)_i$ – массовый коэффициент ослабления i -го составного элемента образца стекла соответственно.

Аналогично, эффективная электронная плотность вычисляется с помощью уравнения (3.7), основанного на уравнении (3.6):

$$N_{eff} = N_a \frac{Z_{eff}}{\langle A \rangle} \quad (3.7)$$

где $\langle A \rangle = \sum_i A_i f_i$ – средняя атомная масса, N_a - число Авогадро.

Основными характеристиками защиты от излучения являются линейный μ и массовый μ_m , коэффициенты ослабления, которые могут быть определены с помощью теоретических расчетов (например, с использованием программы WinXCOM) или с помощью программ моделирования методом Монте-Карло (например, Geant4, MCNP).

Для достоверного моделирования методом Монте-Карло требуется входной файл, который должен содержать необходимые сведения о геометрии моделирования, технические характеристики используемого детектора, источника, а также плотности материала и концентраций элементов (карта материала). На рис.3.1 в качестве примера представлена геометрия, использованная в моделировании экранирующих свойств щелочно-боратных стекол при добавках оксида кадмия [109].

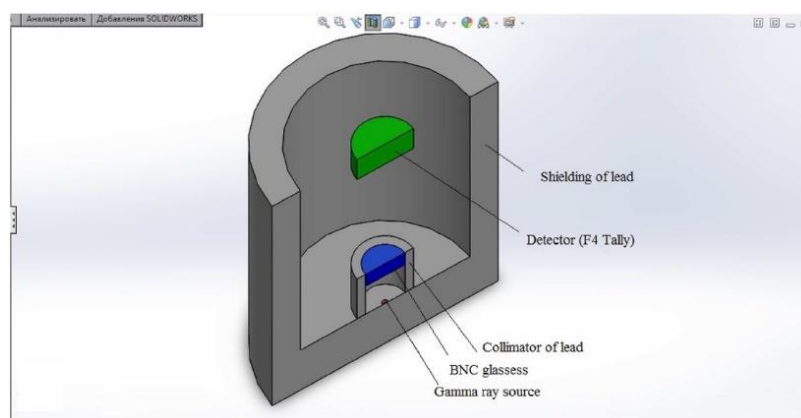


Рисунок 3.1. Геометрия моделирования

Объемная плотность и молярный объем образцов стекол измерялись с использованием алгоритма Архимеда, представленного в уравнениях (3.8) и (3.9):

$$\rho_{\text{стекла}} = \frac{W_a}{W_a - W_b} \rho_{\text{толуола}} \quad (3.8)$$

$$V_m = \frac{M_{\text{стекла}}}{\rho_{\text{стекла}}} \quad (3.9)$$

где W_a , W_b , $\rho_{\text{толуола}}$, V_m , $M_{\text{стекла}}$ относятся к весу стекол в воздухе, весу стекол в толуоле, плотности толуола, молярному объему и молярному весу образцов.

3.2. Расчетно-экспериментальные исследования композитных РЗМ с использованием природных минералов

3.2.1. Исследования радиационно-защитных свойств природных минералов Египта

Одной из целей проводимых работ [91], [120] являются расчетно-экспериментальные исследования радиационно-защитных свойств базальтов республики Египет и некоторых других природных минералов для оценки их потенциальной возможности использования в составе строительных материалов при сооружении радиационно-опасных объектов. Базальт представляет собой наиболее распространенную вулканическую породу (более 90% всех вулканических пород), имеет низкий уровень естественной радиоактивности и низкую теплопроводность. Хорошие теплоизоляционные свойства базальтов дают основание рассматривать возможность их использования для создания комбинированной радиационной и тепловой защиты оборудования, трубопроводов зданий и помещений с радиационно-опасными установками.

В данном разделе представлены результаты исследований минералов базальтовых скал района Абу-Сейнам юго-западного Синайской Республики Египет (рис. 3.2) из месторождений Вади Будра и Вади Нухул [121].

Образцы были взяты из египетских базальтовых пород Dyke, Sill и Bomb (исследовались два типа образцов M1 и M2, имеющих разный химический состав) [122].

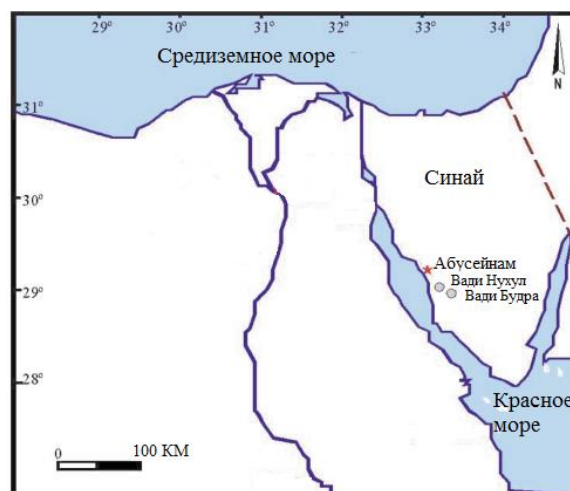


Рисунок 3.2. Месторождения базальта

Концентрации основных химических элементов, в том числе следы урана и тория, в образцах были измерены с помощью оптического эмиссионного спектрометра с индуктивно связанной плазмой (Prism ICP, Teledyne technologies).

Для проведения спектрометрических исследований образцы базальта дробили, перемешивали и просеивали через сито с отверстиями 200 мкм. После выдержки проб в пластиковых контейнерах в течение 28 суток были измерены удельные активности естественных радиоактивных примесей с использованием HPGe spectrometry.

Для исследования радиационно-защитных свойств собранные образцы базальта были разрезаны на пластины различной толщины (рис.3.3).

Экспериментальные исследования образцов базальта проводились с использованием точечных источников гамма-излучения ^{137}Cs и ^{60}Co ^{152}Eu . Для фокусировки гамма-излучения от источников, расположенных вертикально на расстоянии около 5 см от кристалла детектора, использовался свинцовый коллиматор. Сцинтилляционный детектор NaI(Tl) включающий сцинтиллятор и фотоэлектронный умножитель, был подключен к многоканальной карте анализатора на компьютере. Детектор экранировался от внешнего фонового излучения свинцом толщиной 10 см [122].



Рисунок 3.2. Исследуемые образцы базальта

Линейный коэффициент ослабления μ (см^{-1}) определялся по формуле (3.3), слой половинного ослабления $\Delta_{0,5}$ (HVL) - (3.4). Общий массовый коэффициент ослабления μ_m ($\text{см}^2/\text{г}$) определялся из уравнения (3.1).

Химическая концентрация различных элементов в составах образцов базальтов приведена в табл. 3.1.

Таблица 3.1

Химический состав образцов базальта, %

Химический элемент	Образец			
	Dyke	Sill	M1	M2
H	0,127	0,2685	0,3014	0,3689
C	12,112	0,2046	0,3540	0,4090
O	47,794	29,654	46,072	30,882
Na	1,0139	1,6197	2,8066	2,8608
Mg	1,9178	3,9336	3,8367	3,8738
Al	0,0477	5,5554	5,4123	5,5138
Si	19,311	42,716	23,784	38,614
P	0,1969	0,2277	0,2369	0,2267
K	0,0723	1,1511	1,0982	1,0541
Ca	12,961	6,6239	6,9542	7,0858
Ti	0,4351	0,6490	0,9658	0,9683
Mn	0,0161	0,1533	0,1545	0,1547
Fe	3,7591	7,1320	7,7387	7,8828
Ni	0,0058	0,0208	0,0059	0,0048
Sr	0,1111	0,0475	0,0502	0,0463
Zr	0,0029	0,0131	0,0222	0,0168
Ba	0,1138	0,0290	0,0390	0,0367

Как показали спектрометрические исследования (рис. 3.4), удельная радиоактивность Th и ^{40}K для всех образцов базальта, радия для образцов M1, M2, Sill ниже среднемировой (OECD) [123]. Удельная радиоактивность радона в образце Dyke превышает среднемировую.

Массовые коэффициенты ослабления для образцов базальта и свинца (в качестве эталонного материала) измерялись с помощью сцинтилляционного детектора NaI(Tl). Сравнение массовых коэффициентов ослабления показало, что лучшими по ослаблению гамма-излучения являются образцы Bomb (M2 и M1) с коэффициентом ослабления около четверти эквивалента свинца для точечного источника ^{137}Cs и около трети для ^{60}Co . Наименьший коэффициент ослабления

гамма-излучения был получен для образца Dyke и составил примерно одну шестую эквивалента свинца для излучения ^{137}Cs и четверть для излучения ^{60}Co .

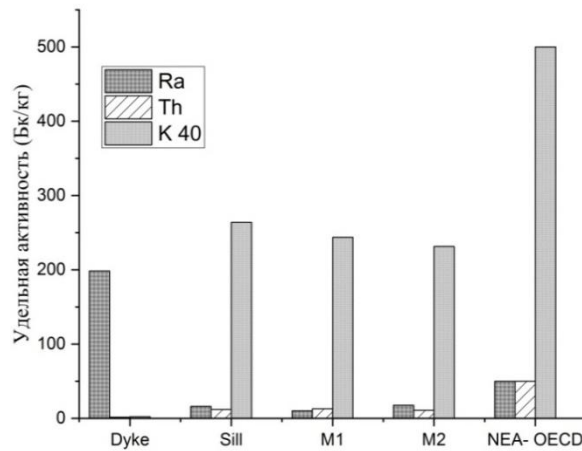


Рисунок 3.4. Удельная радиоактивность тория, калия-40, радия в исследуемых образцах

Сравнение значений, полученных при использовании программы ХСОМ, с экспериментальными измерениями массового коэффициента ослабления при различных энергиях показывает хорошее совпадение результатов с расчетными. Различие составляет от 0,33% до 9,64%.

На рис. 3.5 представлены зависимости коэффициента линейного ослабления и слоя половинного ослабления $\Delta_{0,5}$ образцов базальта и свинца от энергии гамма-излучения.

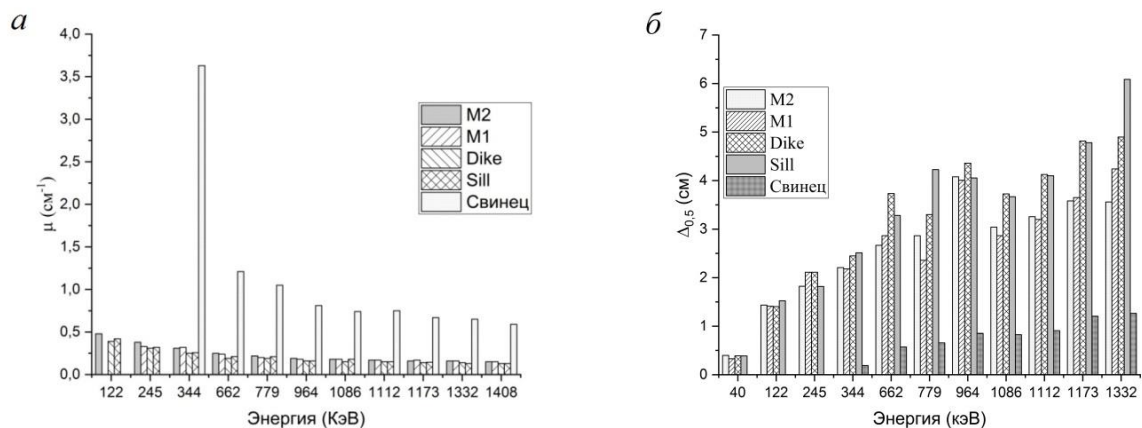


Рисунок 3.5. Зависимость коэффициент линейного ослабления (а) и слоя половинного ослабления $\Delta_{0,5}$ (б) образцов базальта от энергии гамма-излучения

3.2.2. Моделирование радиационно-защитных свойств природных минералов

В работе [120] приведены результаты исследований образцов восьми образцов природного базальта (Sill), базальтовой бомбы (M1 и M2), риолита (AG) и известняка (Dyke, M3, M4, M5), собранных на юго-западе Синай, Египет. Массовый коэффициент ослабления (μ_m) был смоделирован с использованием метода Монте-Карло в диапазоне энергий ($0,002\text{MeV} \leq E \leq 10$) МэВ (рис.3.6,а).

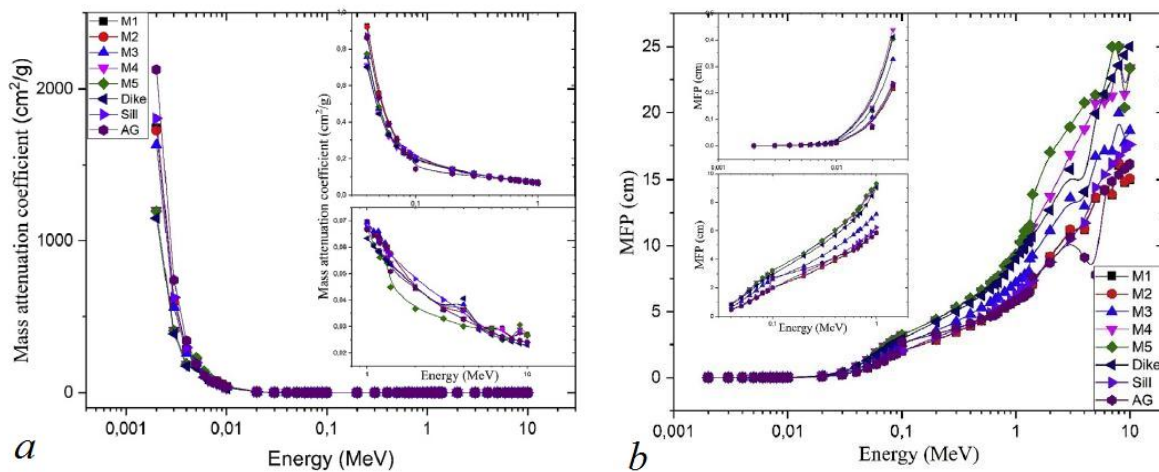


Рисунок 3.6. Зависимость μ_m (a) и MFP (b) от энергии гамма-излучения

Кроме того, для исследуемых образцов μ_m был рассчитан теоретически с использованием базы данных XCOM [124]. Сравнение результатов моделирования и расчета для всех образцов горных пород показало хорошее совпадение с различиями в пределах от 0,01 до 8%.

Самое высокое значение μ_m было обнаружено для базальтовых пород M2 и M1, а самое низкое для известняковых пород. По смоделированным значениям μ_m были рассчитаны другие параметры экранирования (средняя длина свободного пробега, эффективная плотность электронов и эффективный атомный номер).

Средняя длина свободного пробега (MFP) для всех отобранных образцов горных пород в диапазоне низких энергий ($E \leq 0.02$ МэВ) почти постоянна из-за фотоэлектрического эффекта, который доминирует в этой энергетической области. MFP постепенно увеличивается в диапазоне средних и высоких энергий ($0.03 \leq E \leq 10$ МэВ). Наименьший MFP был получен для базальтовых (M1, M2 и Sill)

и АГ, наибольший - для известняков (М3, М4, М5 и Дуке). При этом важную роль играет плотность породы.

Эффективный атомный номер Z_{eff} для всех отобранных образцов горных пород был рассчитан в энергетическом диапазоне $0.002 \leq E \leq 10$ МэВ (рис. 3.6,а). Максимальный Z_{eff} наблюдается при энергии гамма-излучения 0.02 МэВ, минимальный Z_{eff} - в диапазоне энергий $0.2 \leq E \leq 8$ МэВ. Самые высокие значения Z_{eff} имеют базальтовые породы М1 и М2 ($Z_{\text{eff}} = 19.96$), самые низкие - Дуке ($Z_{\text{eff}} = 11.94$). Z_{eff} постепенно увеличивается в области низких энергий ($0.002 \leq E \leq 0.02$ МэВ) и это обуславливается фотоэлектрическим эффектом. В энергетическом диапазоне $E > 0.05$ МэВ Z_{eff} быстро увеличивается.

Для исследуемых образцов горных пород также рассчитана эффективная электронная плотность N_{el} (рис. 3.6,б). Зависимость изменения N_{el} от энергии падающих фотонов гамма-излучения аналогична изменению Z_{eff} .

Эквивалентный атомный номер Z_{eq} является параметром, используемым в процессах расчета ЕВФ. Z_{eq} рассчитывается по комптоновскому рассеянию в энергетическом диапазоне $0.015 \text{ МэВ} < E < 15 \text{ МэВ}$ (рис. 3.8).

Как видно, Z_{eq} постепенно увеличивается с ростом энергии из-за эффекта Комптона и достигает максимального значения для всех образцов при энергии гамма-излучения 1 МэВ, затем быстро уменьшается до минимальных значений для энергий $E > 2$ МэВ из-за эффекта образования пар. Наибольшие значения Z_{eq} наблюдались для образцов М1, М2 и АГ, наименьшие - для образца М4.

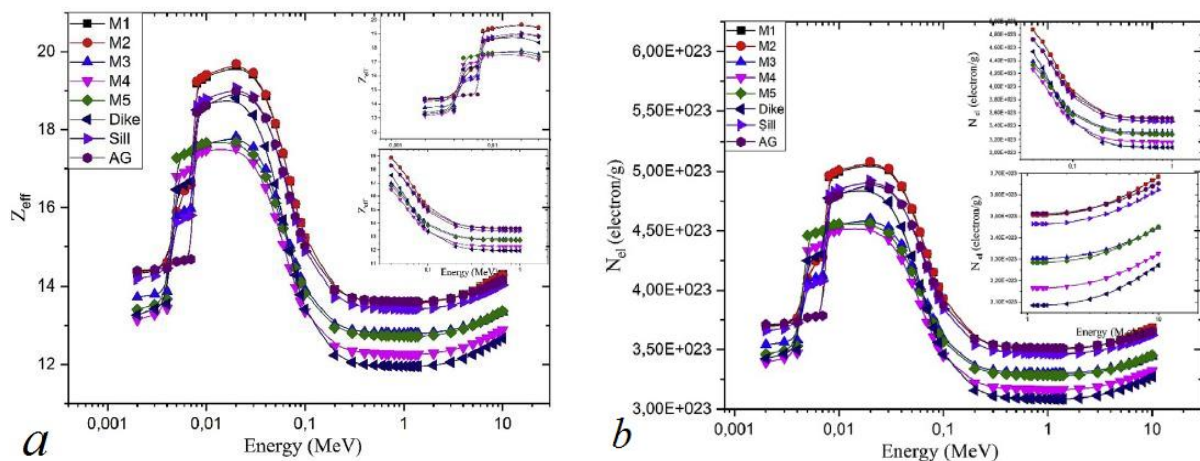


Рисунок 3.7. Зависимость Z_{eff} (а) и электронной плотности (б) от энергии падающего гамма-излучения

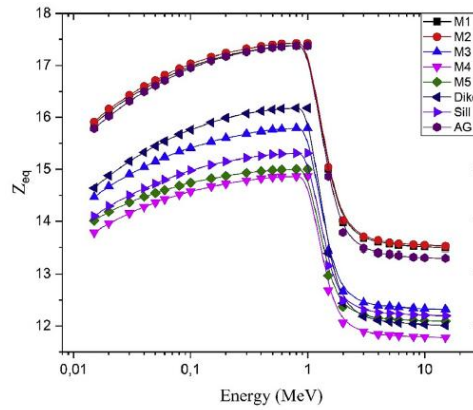


Рисунок 3.8. Зависимость Z_{eq} от энергии падающего гамма-излучения

Важной характеристикой при оценке экранирующих свойств защитных материалов является фактор накопления, поэтому его следует определять для всех материалов, в частности для образцов M1, M2, Sill и AG (рис. 3.9).

Видно, что значения EBF для всех образцов горных пород достигают максимальных значений примерно при 0,03 МэВ из-за многократного рассеяния, вызванного эффектом Комптона. Самые малые значения EBF достигаются при низкой энергии из-за быстрого поглощения фотонов, что практически исключает влияние фактора накопления.

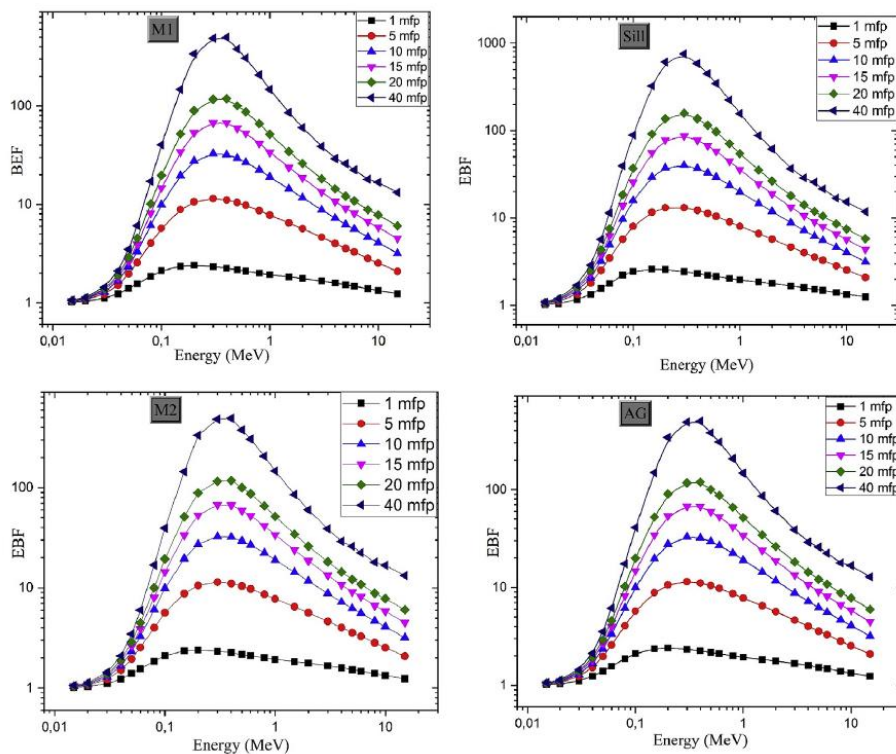


Рисунок 3.9. Зависимость фактора накопления от энергии гамма-излучения для базальтовых пород и риолита

Из рис. 3.9 видно, что в диапазоне энергий $0.015 < E < 15$ МэВ самый высокий EBF имеет образец Sill, самый низкий – образец базальтовой породы М2. Самое высокое значение EBF достигается для глубины 40 mfp.

Зависимость EBF от энергии падающего гамма-излучения для известняковых пород (М3, М4, М5 и Дуке), представлена на рис. 3.10.

Как видно из графиков, самый высокий EBF в энергетическом диапазоне $0.015 < E < 15$ МэВ для известняковых пород наблюдается в образце М4, самый низкий EBF - Дуке. Для всех исследованных известняковых пород EBF достигает максимума в диапазоне энергий от 0,2 до 0,5 МэВ из-за доминирования комптоновского рассеяния в этом диапазоне. Значения EBF для всех пород малы до $E=0,06$ МэВ, что связано с эффектом фотоэлектрического поглощения.

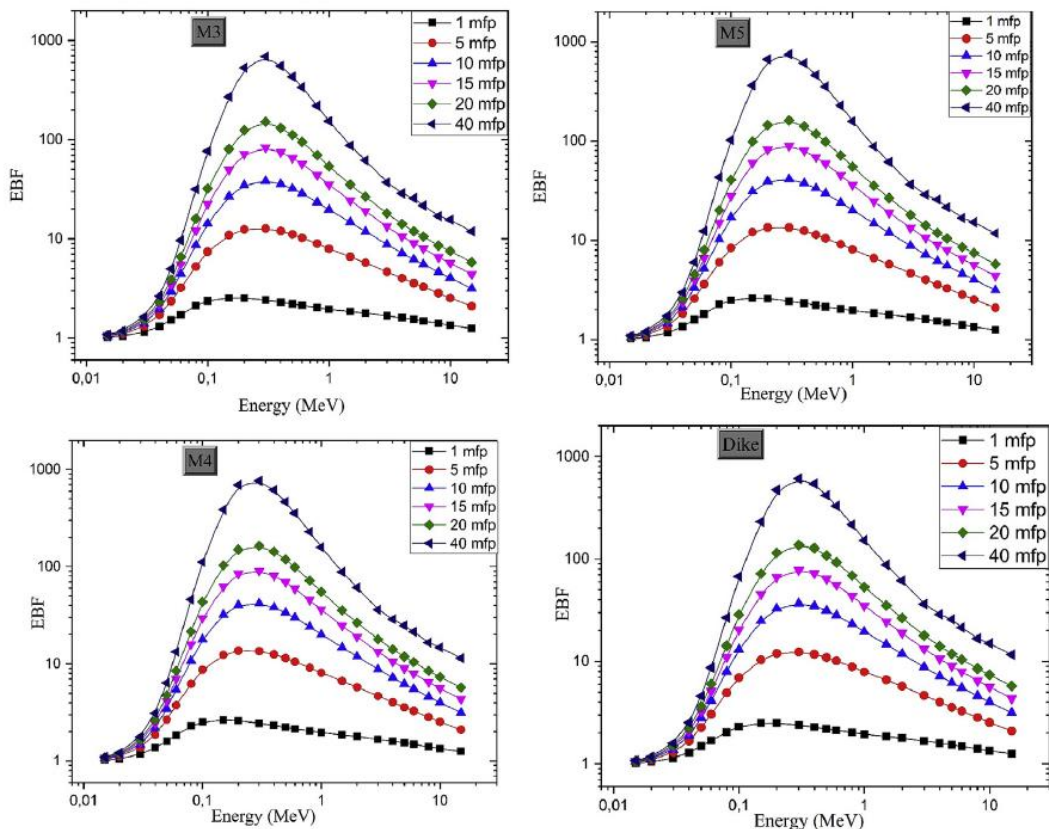


Рисунок 3.10. Зависимость EBF от энергии гамма-излучения для известняковых пород

Таким образом, базальтовые породы М1, М2 и риолит имеют лучшие защитные свойства, среди рассмотренных минералов.

3.2.3. Исследование образцов бетонов с добавками базальта, халькоцита, гематита и барита

В работе [125] приведены результаты исследования массового коэффициента ослабления (μ_m) для образцов бетонов с добавками базальта, халькоцита, гематита и барита. Массовый коэффициент ослабления образцов бетонов определялся путем моделирования с использованием метода Монте-Карло и использования базы данных ХСОМ в диапазоне энергий от 0,047 МэВ до 1,836 МэВ. Халькоцит (Cu_2S) является одним из минералов меди со средней плотностью 5,65 г/см³. Гематит - минерал оксида железа (Fe_2O_3) красного или красновато-коричневого цвета с высокой плотностью (около 5,3 г/см³). Гематит используется в качестве заполнителей бетонах для улучшения его защитных свойств от гамма-излучения [126], [127]. Барит представляет собой сульфат бария (BaSO_4) плотность 4,5 г/см³, может иметь различные цвета. Использование барита в качестве составляющей радиационной защиты рассматривалось во многих публикациях, в том числе первой половины прошлого века [128], как способ снижения потребности в дефицитном тогда свинце. Халькоцит, гематит и барит являются тяжелыми наполнителями и используются для производства тяжелых бетонов с плотностью от 2 до 3,3 г/см³ для защиты от гамма-излучения.

Для проведения исследований были изготовлены пять различных серий образцов бетонов, представляющих собой смесь одной части обычного портландцемента, двух частей песка, двух частей заполнителей и воды. Для получения однородной смеси компоненты тщательно перемешивались.

Первая серия образцов (OD) состоит из портландцемента, песка, воды и базальта в качестве заполнителя, вторая серия изготовлена путем смешивания халькоцита в соотношениях ($x=10; 20; 30; 40; 50; 75$ и 100%) и базальта в соотношениях (100- x). Халькоцитовые бетоны обозначены С1, С2, С3, С4, С5, С6 и С7 в соответствии с содержанием халькоцита. Плотность халькоцитовых бетонов составляет от 2,2 до 4,2 г/см³. Третья и четвертая серии бетонов были приготовлены аналогично второй серии с добавлением соответственно гематита и

барита. Эти серии обозначены как (Н1, Н2, Н3, Н4, Н5, Н6 и Н7) и (В1, В2, В3, В4, В5, В6 и В7) для гематитовых и баритовых наполнителей соответственно. Пятая серия образцов была получена путем смешивания базальтового заполнителя с гематитом, баритом и халькоцитом. Содержание гематита, барита и халькоцита (Н+В+С) составляет (10, 20, 30, 40, 50, 75, 100%), соответственно содержание базальта составляет $(100-(Н+В+С))\%$. Пятая серия была обозначена как НСВ1, НСВ2, НСВ3, НСВ4, НСВ5, НСВ6 и НСВ7.

Изменение μ_m для бетонов с гематитовым, баритовым, халькоцитовым заполнителями и их смесью в зависимости от энергии падающего гамма-излучения показано на рис. 3.11. Для всех подготовленных бетонов μ_m соответствует максимальному значению при 0,047 МэВ, в то время как самые низкие значения μ_m обнаруживаются при 1,836 МэВ.

Сравнение результатов моделирования с использованием метода Монте-Карло в диапазоне 0,047 и 1,836 МэВ и значениями μ_m , полученными с использованием базы данных ХСОМ для всех пяти серий образцов, показывает хорошее совпадение [125, табл. 2].

Результаты (рис. 3.11) показывают, что при $E=0.047$ МэВ μ_m составляет (0.549-1.039) см²/г для бетонов с гематитом, (0.935-3.786) см²/г - с баритом, (0.586-1.383) см²/г - с халькоцитом и (0.668-2,286) см²/г - для бетонов с смесью гематита, барита, халькоцита. Минералы гематита, барита и халькоцита повышают защитные свойства существующих бетонов при низких и умеренных энергиях гамма-излучения.

По мере изменения энергии от 0,047 до 0,511 МэВ значения μ_m быстро уменьшаются из-за фотоэффекта и не имеют существенных различий в диапазоне $(0,511 < E < 1,836)$ МэВ из-за комптоновского рассеяния.

На рис. 3.12 показана зависимость HVL исследованных образцов от энергии гамма-излучения.

Для всех рассмотренных образцов бетонов самое высокое значение HVL соответствует энергии 1,836 МэВ, самый низкий уровень HVL достигается при $E=0,047$ МэВ. HVL для всех бетонов имеет максимальные значения при энергии гамма-излучения 0,047 МэВ. Максимальные значения находятся в пределах 7-4,3; 6,7-3,5 и 7,05-4,5 см для гематита (Н1-Н7), халькоцита (С1-С7) и НВС (НСВ1-

HVC7), соответственно. При низких значениях энергии (0,047-0,279 МэВ) HVL увеличивается постепенно, при $E > 0,344$ МэВ наблюдалось быстрое увеличение HVL.

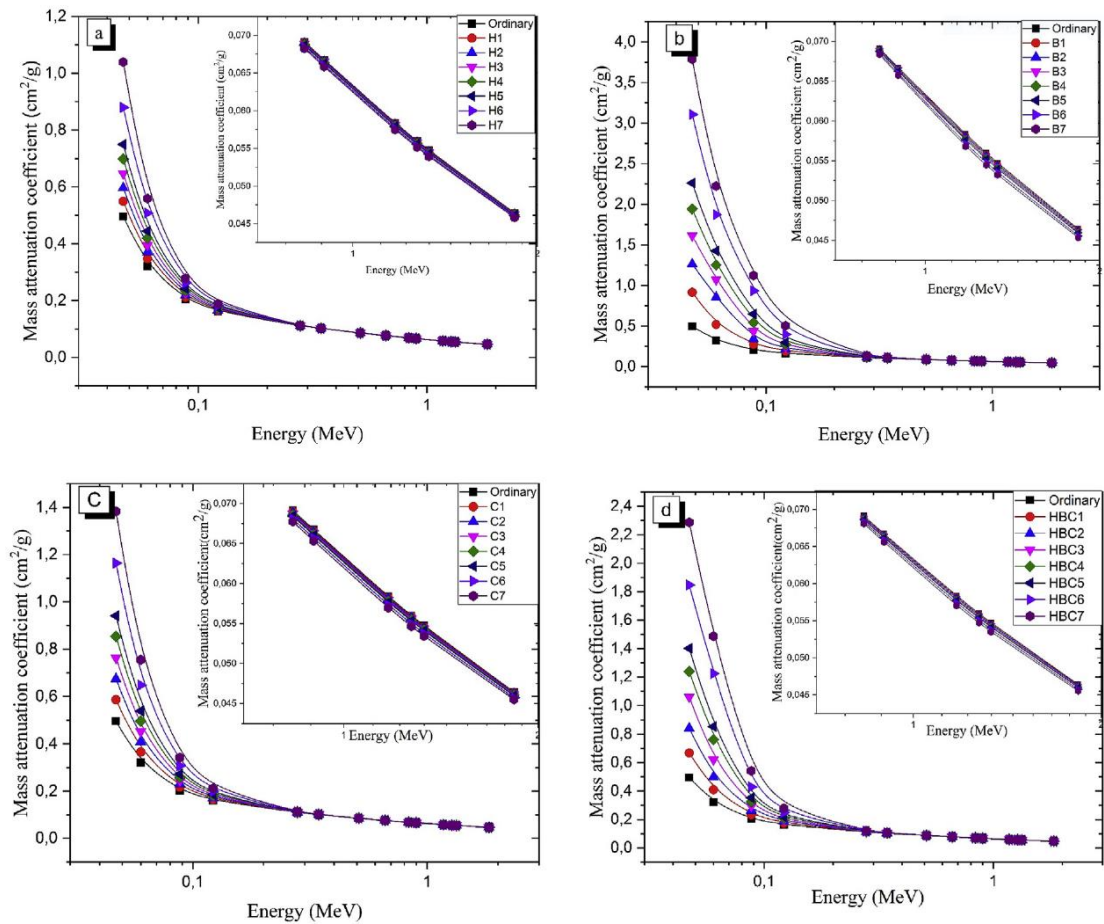


Рисунок 3.11. Изменение μ_m образцов бетонов с гематитом (а), баритом (б), халькоцитом (с) и смесью гематита, барита, халькоцита (д) в зависимости от энергии падающего гамма-излучения

На рис. 3.12,б показано изменение HVL баритовых бетонов с энергией (0,047-1,836) МэВ. Все бетоны (B1– B7) имеют практически одинаковый HVL для энергии выше 0,344 МэВ, что указывает на отсутствие существенного влияния доли поглотителей на HVL из-за низкой плотности баритовых бетонов. Можно сделать вывод, что барит влияет на экранирующие свойства бетонов при энергии менее 0,344 МэВ и не оказывает существенного влияния при $E > 0,344$ МэВ.

На рис. 3.13 показано изменение Z_{eff} образцов бетона в зависимости от энергии гамма-излучения.

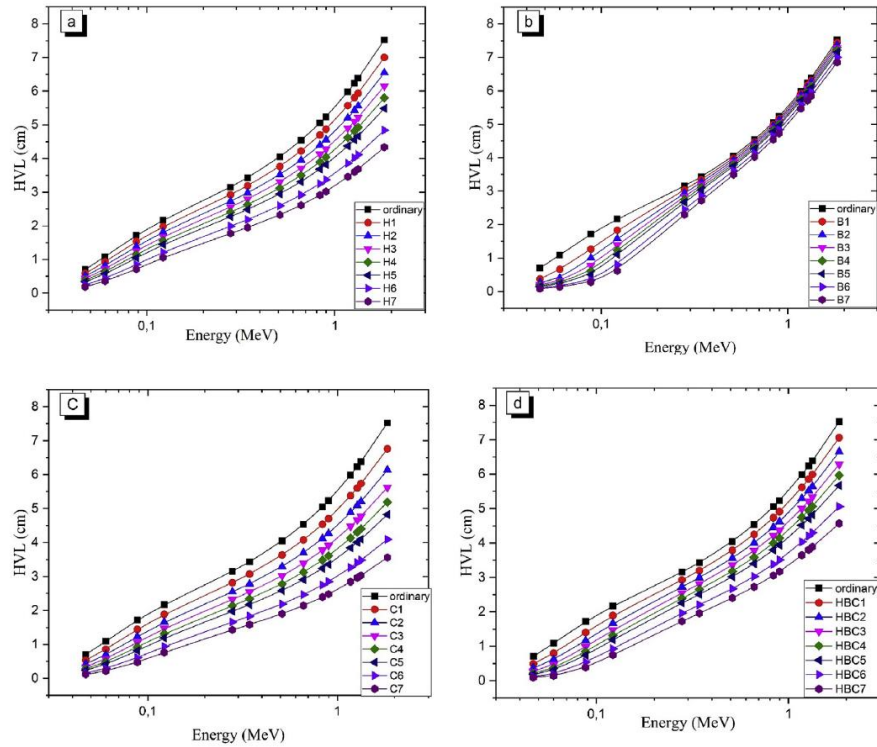


Рисунок 3.12. Изменение HVL образцов бетонов с гематитом (а), баритом (b), халькоцитом (с) и смесью гематита, барита, халькоцита (d) в зависимости от энергии падающего гамма-излучения.

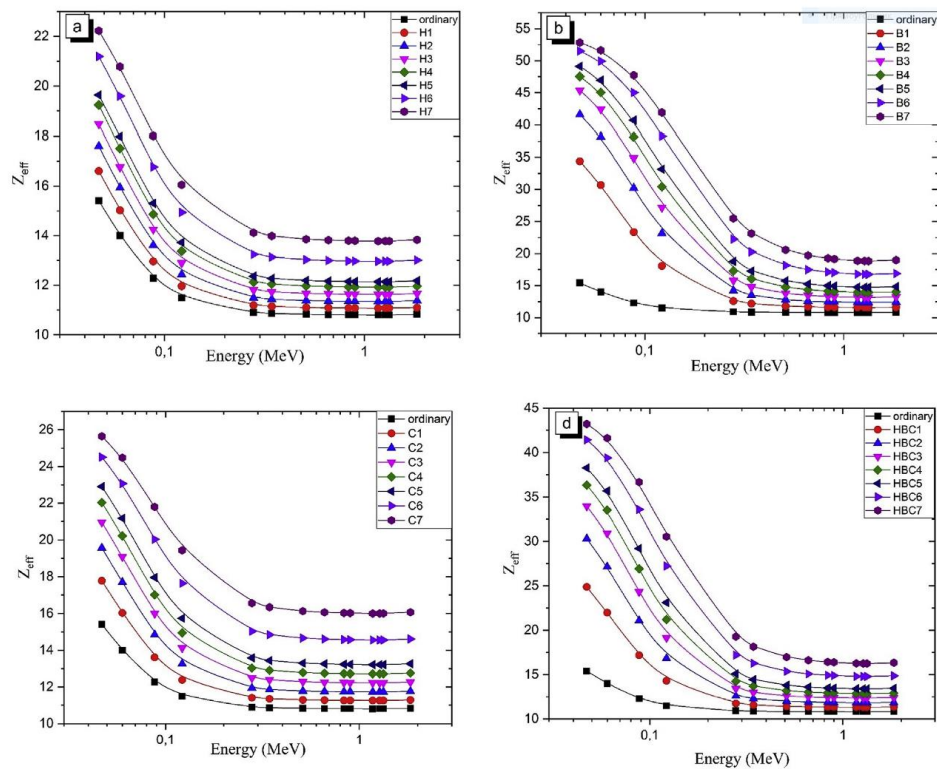


Рисунок 3.13. Изменение Z_{eff} образцов бетонов с гематитом (а), баритом (b), халькоцитом (с) и смесью гематита, барита, халькоцита (d) в зависимости от энергии падающего гамма-излучения.

В диапазоне $0,047 < E < 0,279$ МэВ значения Z_{eff} для всех бетонов уменьшаются с увеличением энергии за счет фотоэффекта. Z_{eff} не имеет существенных различий для энергии $E > 0,511$ МэВ из-за комптоновского рассеяния. Значения Z_{eff} растут с увеличением доли наполнителей. Высокие значения Z_{eff} для баритовых бетонов обусловлены высокой молекулярной массой BaSO_4 (233,38 г/моль). Из рис. 3.13,с видно, что Z_{eff} составляет 17,7-25,6 (при $E=0,047$ МэВ), а при $E=1,836$ МэВ находится в диапазоне 11,2-16. Бетоны с добавкой гематита, барита и халькоцита имеют более высокие значения Z_{eff} , чем ОД.

Эффективная электронная плотность A_{eff} для всех исследованных бетонов была рассчитана в соответствии с уравнением (3.10), и результаты представлены на рис. 3.14.

$$A_{\text{eff}} = \frac{\mu_m}{\sigma_e} \quad (3.10)$$

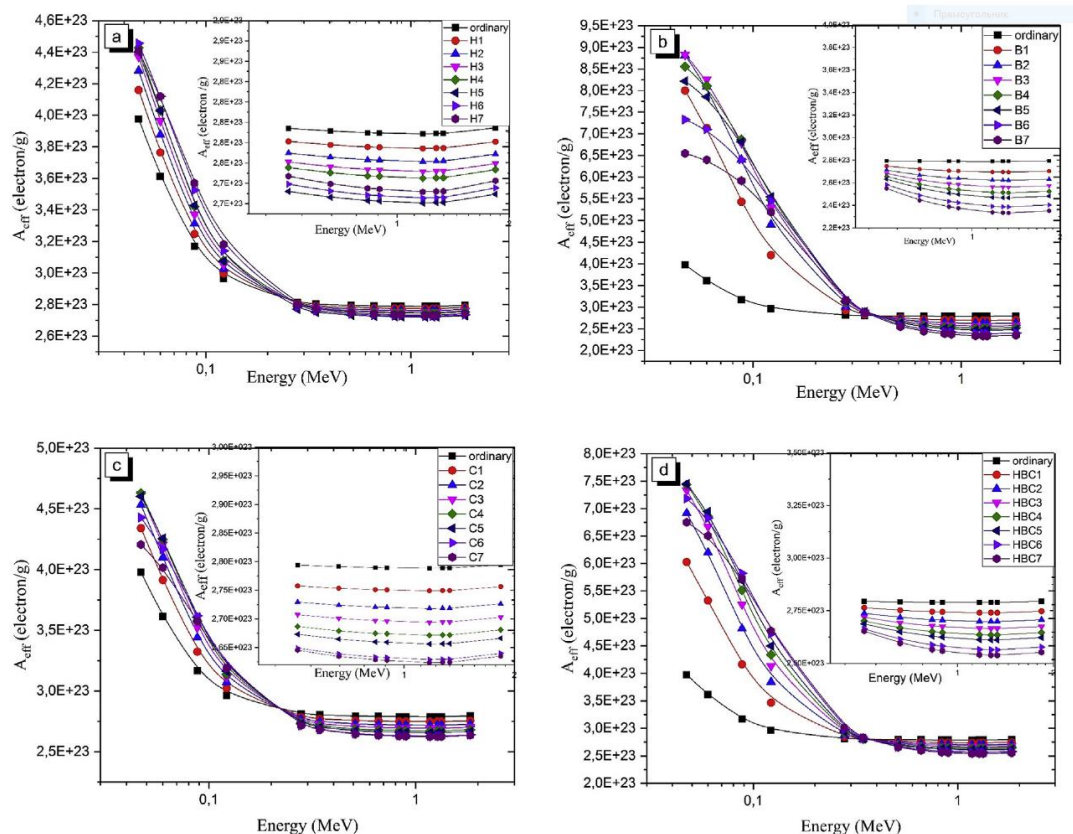


Рисунок 3.14. Изменение A_{eff} для образцов бетонов с гематитом (а), баритом (б), халькоцитом (с) и смесью гематита, барита, халькоцита (д) в зависимости от энергии падающего гамма-излучения.

Для всех рассмотренных образцов A_{eff} имеет максимальные значения при энергии 0,047 МэВ, самые низкие значения - в диапазоне $0,511 < E < 1,836$ МэВ. A_{eff} быстро уменьшается с ростом энергии гамма-излучения в диапазоне $0,047 < E < 0,344$ МэВ из-за фотоэффекта и не имеет существенных изменений в диапазоне $0,511 < E < 1,836$ МэВ из-за комптоновского рассеяния.

Результаты моделирования показали, что бетоны с добавкой минералов барита имеют самый высокий μ_m , в то время как самый низкий μ_m отмечен для бетонов с добавкой гематита. При высокой энергии самый низкий HVL достигается для бетонов с добавкой халькоцита, самый высокий - барита. Самый низкий HVL был получен для бетонов с халькоцитовыми заполнителями С7, самый высокий - для бетонов В1.

3.2.4. Исследование зависимости экранирующей способности бетонов от размеров зерен наполнителя и давления прессования бетонной смеси

В работах [129], [130] представлены результаты исследований массового коэффициента ослабления (μ_m) для смеси базальтового порошка, цемента и метасиликата натрия в качестве связующего при различных значениях давления при прессовании образцов бетона.

Образцы базальта измельчили и просеяли с помощью просеивающей машины HAVER EML 200 digital T. Для определения размеров частиц использовался электронный сканирующий микроскоп ESEM (рис. 3.15). Размеры частиц наполнителя образцов бетона G1 (рис. 3.15,а) составляют 213-102 μm (средний размер 107 мкм), G2 (рис. 3.15,б) - 102-42,7 μm (средний размер 71 μm). Наименьшие размеры имеют частицы заполнителя образцов G3, (рис. 3.15,с), - 54,6–15,2 μm (средний размер 25 мкм). Размер частиц портландцемента находится в пределах (5,52–2,73) μm (средний размер 4,1 μm).

Химический анализ образцов бетона осуществлялся с помощью оптического эмиссионного спектрометра с индуктивно связанной плазмой (ICP-OES Prism, Teledyne Technologies).

Были приготовлены две серии образцов бетонов в виде смеси 75% измельченного базальта (заполнитель), 25% обычного портландцемента и капли метасиликата натрия. Первая серия включает три образца G1, G2 и G3 со средними размерами зерен 107; 71; 25 μm и средней плотностью 1,81; 1,74; 1,77 г/см^3 соответственно, вторая серия - шесть образцов с размерами зерен базальта G3 (средний размер зерна 25 μm) и с различным давлением прессования с использованием гидравлического пресса. Образцы сжатых бетонов были обозначены как нормальный, CS30, CS60, CS 90, CS120 и CS140 в соответствии с величиной давления прессования 1,01; 30,59; 61,18; 91,77; 122,36 и 142,76 кг/см^2 , соответственно.

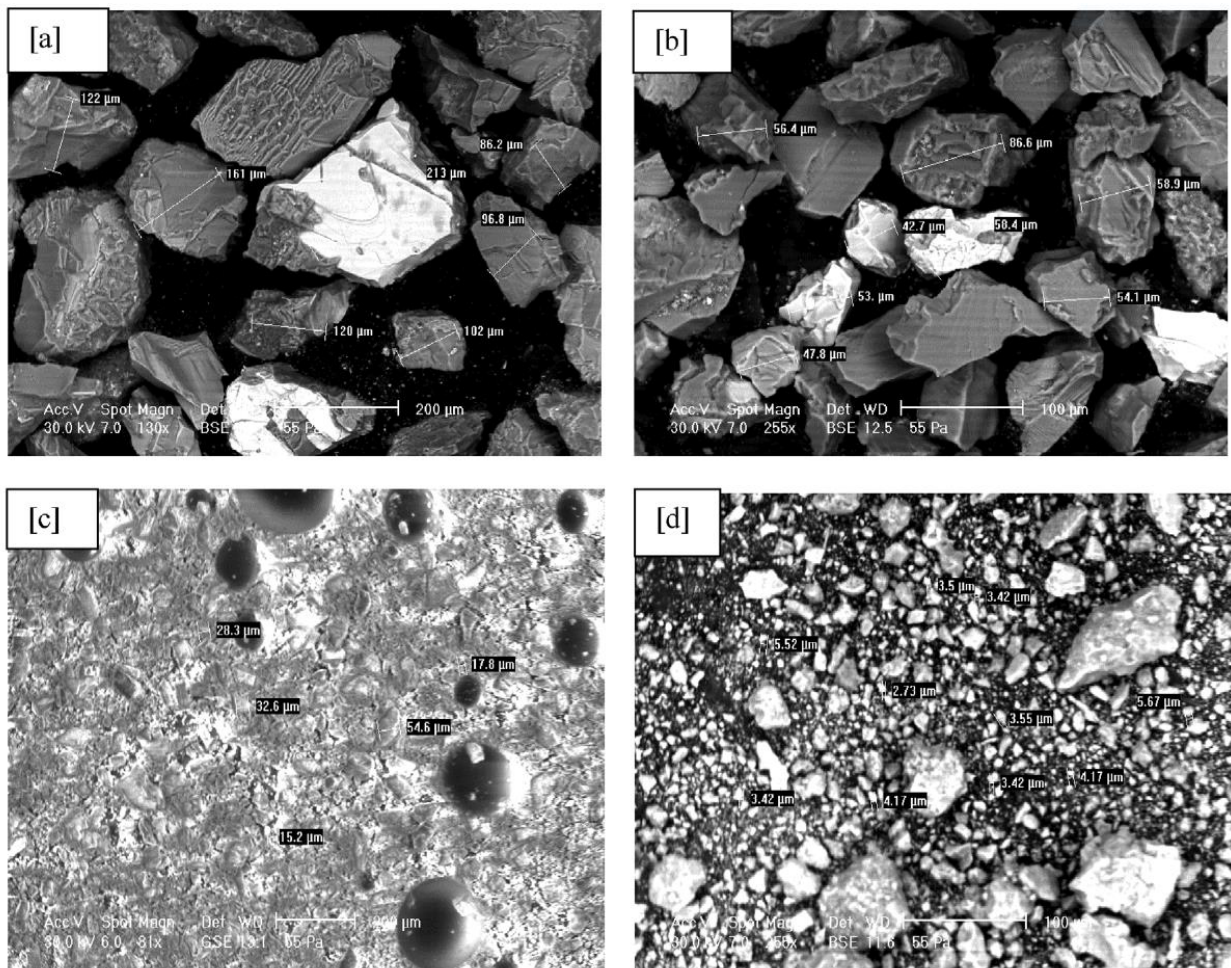


Рисунок 3.15. Размеры частиц образцов G1 [a], G2 [b], G3 [c] и цемента [d]

Массовый коэффициент ослабления (μ_m) образцов измерялся методом узкого пучка (рис. 3.16). Образцы бетона просвечивали гамма-излучением, испускаемым изотопами ^{137}Cs (661,6 кэВ), ^{60}Co (1173,2 и 1332,5 кэВ) и ^{152}Eu

(121,8; 244,7; 344,3; 778,9; 964; 1112 и 1408 кэВ). Интенсивность падающего и прошедшего излучения для точечных источников ^{137}Cs , ^{60}Co и ^{152}Eu регистрировалась с помощью коаксиального детектора гамма-излучения из германия высокой чистоты (HPGe) в вертикальной конфигурации. Используемая модель HPGe EG&G Ortec GMX60P4 имеет половину максимальной ширины (FWHM) 1,10 кэВ при гамма-переходе 5,9 кэВ ^{55}Fe и 2,3 кэВ при гамма-переходе 1,33 МэВ ^{60}Co .

Таблица 3.2

Плотность и состав подготовленных образцов

Sample	Average density (g/cm ³)	Cement ratio (%)	Basalt ratio (%)	Pressure rate (kg/cm ²)
Normal	1.836	25	75	1.01
CS 30	1.8425	25	75	30.59
CS 60	1.907	25	75	61.18
CS 90	1.969	25	75	91.77
CS 120	1.995	25	75	122.36
CS 140	2.0132	25	75	142.76

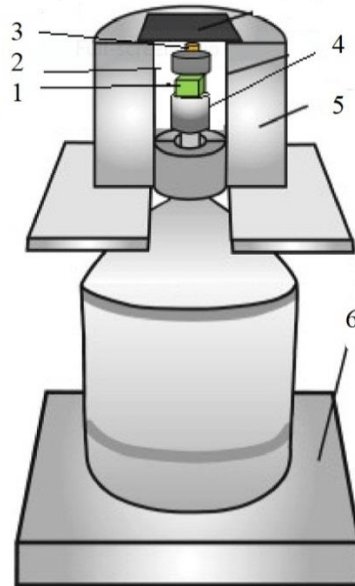


Рисунок 3.16. Схема эксперимента: 1 – образец; 2 – коллиматор; 3 – гамма-источник; 4 – HPGe; 5, 6 – свинцовая защита

Массовый коэффициент ослабления был измерен для двух серий бетонов, состоящих из базальтовых заполнителей со средними размерами зерен от 107 до 25 μm (рис. 3.17).

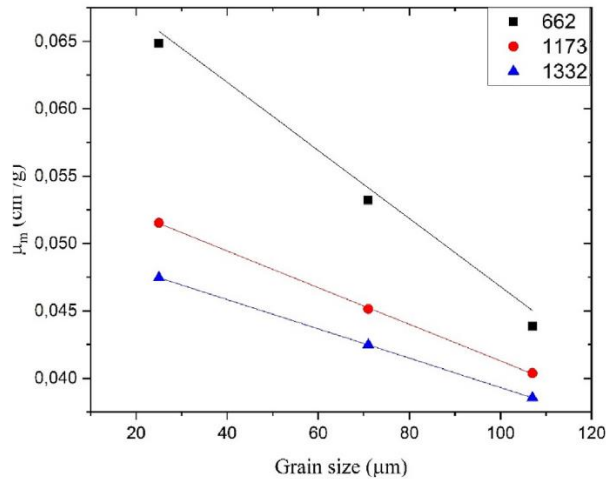


Рисунок 3.17. Зависимость массового коэффициента ослабления от энергии гамма-излучения для различных средних размеров зерен

Как видно из графика (рис. 3.17), μ_m увеличивается с уменьшением размеров зерен, что подтверждается данными [131]. Это объясняется тем, что малые размеры зерен приводят к увеличению взаимодействия между падающим гамма-лучом и частицами бетона. В проведенных исследованиях максимальные значения μ_m (0,0648-0,0438 см²/г) имеет бетон G3 (средний размер зерен заполнителя 25 μm) для энергий гамма-излучения 662-1332 кэВ. Минимальные значения μ_m (0,0385 до 0,0476 см²/г) имеет бетон G1 (средний размер зерен заполнителя 107 μm).

Массовый коэффициент ослабления был измерен для шести образцов бетонов, выполненных в виде смеси базальта G3 (средний размер зерна 25 μm), цемента и капель метасиликата натрия при различных давлениях прессования. Результаты измерений сравнивались с теоретическими, полученными из программы XCOM [124] (рис. 3.18,а).

Кроме того, μ_m для бетонов с различным давлением сжатия увеличивается с ростом давления в диапазоне от 122 до 1408 кэВ и достигает максимальных значений (0,081-0,231 см²/г) для бетонов CS 140 (давление 142,6 кг/см²) в

зависимости от энергии гамма-излучения (122-1408 кэВ). Наименьший μ_m (0,029 до 0,122 см²/г) получен для нормальных бетонов (давление 1,1 кг/см²).

При использовании базы данных XCOM, мы не могли учесть влияние давления, поэтому значения массового коэффициента ослабления, полученные из программы XCOM, соответствовали нормальному давлению. На рис. 3.18 видно, что μ_m уменьшается с увеличением энергии гамма-излучения.

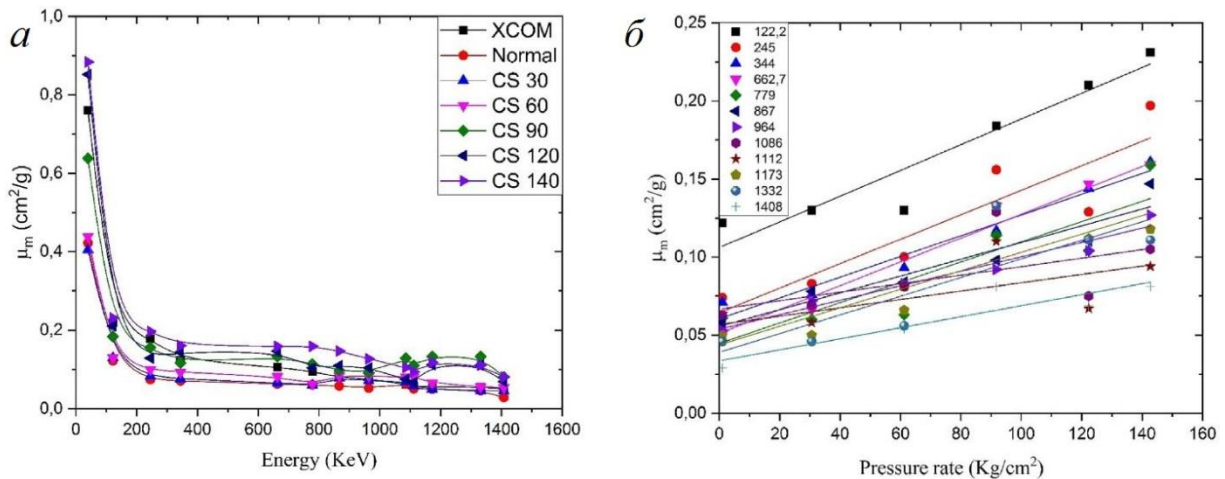


Рисунок 3.18. Зависимость массового коэффициента ослабления от энергии гамма-излучения (а) и от давления прессования бетона (б)

Значения μ_m , измеренного для образцов бетонов Normal, CS30 и CS60, совпадают с результатами, полученными с помощью XCOM. Совпадение экспериментальных и теоретических данных означает, что низкие давления не оказывают существенного влияния на μ_m подготовленных бетонов. Значения μ_m , измеренные для образцов CS90, CS120 и CS140 (см. рис. 3.18), отличаются от теоретических, полученных с помощью программы XCOM. Экспериментальные значения μ_m превышают теоретические результаты. Разница между экспериментальными и теоретическими данными обусловлена влиянием давления на μ_m исследуемых бетонов. Значение μ_m достигает максимума для бетона CS140. Как видно из рис. 3.18,б. μ_m растет с увеличением давления прессования бетона, что подтверждается исследованиями других авторов, например в работе [132].

Рассчитанные для исследуемых образцов бетона значения слоя половинного ослабления HVL (рис. 3.19) показывают, что HVL уменьшается с увеличением давления прессования.

Самые большие значения HVL (0,89-13,02 см) получены для бетона Normal в диапазоне энергий от 40,11 до 1408 кэВ, а самые маленькие (0,39-4,25 см) - для образца CS140 в диапазоне энергий 40,11-1408 кэВ.

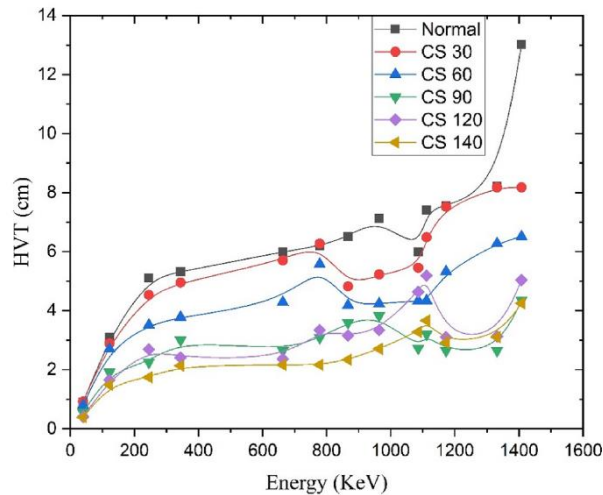


Рисунок 3.19. Зависимость HVL бетонов от энергии гамма-излучения

3.3. Обзор расчетно-экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств некоторых стеклянных систем

3.3.1. Общие сведения

Оценка эффективности любой стеклянной системы в качестве защиты от излучения должна включать такие характеристики экранирования, как линейные и массовые коэффициенты ослабления, эффективный атомный номер, длину свободного пробега и слой половинного ослабления.

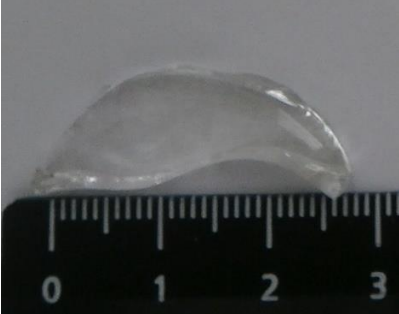








Многие исследования последних лет показали, что использование оксидов тяжелых металлов может улучшить экранирующую способность стеклянной системы. Так, Манохара [133] оценил радиационно-защитные характеристики боратных стекол с Bi_2O_3 , PbO , CaO и SrO . Он обнаружил, что образцы стекла, содержащие как PbO , так и Bi_2O_3 , являются перспективным РЗМ из-за их высокого Z_{eff} . Они также пришли к выводу, что Bi_2O_3 является альтернативой PbO

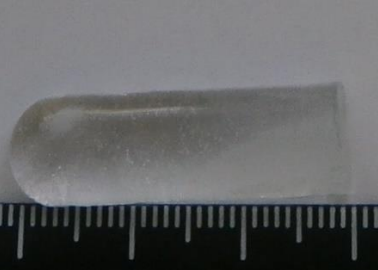





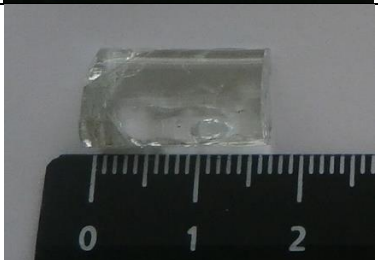




для радиологической защиты. Куртулус и Каваз [134] исследовали радиационно-защитные характеристики натрий-кальций-силикатных стекол с добавками SrO, используя программу Phy-X и выявили, что стекло с содержанием 15 моль% SrO₂ имеет самые высокие коэффициенты ослабления (массовый и линейный) и наименьший слой половинного ослабления. Саллам и др. [135] изготовили образцы стекла из бората висмута, легированного Ni, Cu и Co, с использованием традиционной технологии плавления и экспериментально исследовали радиационно-защитные характеристики для четырех энергий гамма-излучения (от 662 до 1333 кэВ). Было обнаружено, что добавление 0,7% Ni, Cu и Co повышает экранирующую способность изготовленных образцов. Аль-Хадити и Сайед [136] применили моделирование Geant4 для определения характеристик ослабления гамма-излучения для боросиликатных систем, легированных TiO₂, Bi₂O₃ и BaO. Они изучили влияние каждого из этих оксидов на слой половинного ослабления образцов при 0,347 и 1,275 МэВ. Они также сравнили радиационно-защитные характеристики исследуемых образцов с характеристиками нелегированного стекла. Сайед и Лакшминараяна [137] изготовили образцы стекла, с фиксированным содержанием TeO₂ (5 моль%) и разным количеством BaO (5-25 моль%), изучили физические характеристики и коэффициенты ослабления этих стекол, используя несколько методов.

Стекло относится к аморфным материалам, которые получают охлаждением из расплава. Основным компонентом большинства стекол является SiO₂, в составе специальных стекол основой служат другие оксиды. Стекла изменяют свои свойства при облучении, включая прозрачность. В качестве примера в табл. 3.2. представлены фотографии образцов радиационно-защитных стекол, облученных нейтронами (флюенс $2,27 \cdot 10^{17}$ и $6,80 \cdot 10^{17}$ нейтр/см²) в «сухом» канале АК-1 активной зоны реакторе ИВВ-2М (см. рис. 4.21) с целью определения номенклатуры продуктов активации³³.

³³ Исследования проводились под руководством автора диссертации в период с мая по октябрь 2021 года в рамках комплекса работ по исследованию радиационно-защитных свойств образцов стекол различного состава. После облучения образцов стекол осуществлялось измерение гамма-спектра продуктов активации в образцах.

Окрашивание образцов стекол с различными легирующими добавками в результате облучения

Легирующая добавка	Исходные образцы	Партия №2 (Поглощенная доза 1,73 МГр)	Партия №1 (Поглощенная доза 5,18 МГр)
Висмут-2,5%			
Висмут-5%			
Иттрий-5%			

Иттрий-5,7%			
Иттрий 6%			
Кадмий 5%			
Кадмий 10%			

Ниже, в качестве примера, рассмотрены результаты некоторых расчетно-экспериментальных исследований влияния добавок на радиационно-защитные характеристики стеклянных систем. В некоторых исследованиях радиационно-защитных характеристик использовались данные по химическому составу стекол, полученные другими учеными, в ряде исследований образцы стекол заданного состава были изготовлены в лаборатории ХТИ УрФУ.

3.3.2. Исследование радиационно-защитных характеристик литий-боратных стекол, легированных окисью кадмия

Настоящая работа [108] посвящена исследованию радиационно-защитных характеристик литий-боратного стекла состава $B_2O_3-Na_2O-Li_2O-CdO$. С этой целью была проведена оценка коэффициента массового ослабления (μ_m) исследуемых стекол моделированием с использованием метода Монте-Карло и программы ХСОМ в диапазоне энергий фотонов 0,015-15 МэВ. На основании этих данных были определены значения слоя половинного значения, длина свободного пробега (MFP) и эффективный атомный номер (Z_{eff}). Было проведено сравнение их характеристик с некоторыми коммерческими доступными защитными материалами с целью оценки возможности использования этих стекол для радиационной защиты.

Данные по химическому составу образцов стекла $80B_2O_3-10Na_2O-(10-x)Li_2O-xCdO$ ($x = 0; 2; 4; 6; 8$ и 10 моль%) для оценки их радиационно-защитных характеристик были взяты из работы Хаврикара [138]. Образцы обозначены BNLC0, BNLC2, BNLC4, BNLC6, BNLC8 и BNLC10 для $x = 0; 2; 4; 6; 8$ и 10 моль%, соответственно.

Увеличение плотности стекол BNLC с 2,15 до 2,67 г·см⁻³ связано с заменой Li_2O с плотностью 2,01 г/см³ на CdO с плотностью 8,15 г/см³.

Выявлено, что μ_m исследуемых стекол находится в пределах от 1,652 (BNLC0) до 7,453 см²/г (BNLC10) при замене Li_2O на CdO для энергии фотонов 0,015 МэВ (рис. 3.20).

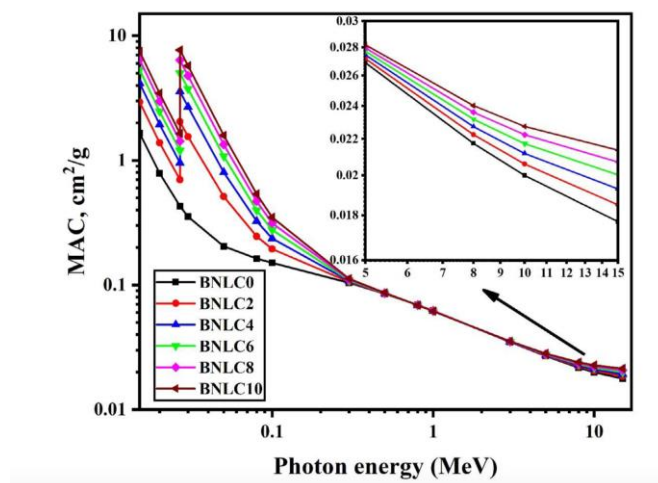


Рисунок 3.20. Изменение μ_m стекол BLNC в зависимости от энергии падающего гамма-кванта

При увеличении энергии от 0,015 до $\approx 0,3$ МэВ наблюдается быстрое снижение значений μ_m . При $E=0,02671$ МэВ наблюдается резкий скачек, который объясняется наличием К-края³⁴ поглощения ($Z=48$, Cd), который наблюдается у всех образцов стекол, за исключением BLNC0 (без добавок CdO). С увеличением энергии фотона комптоновское рассеяние становится доминирующим, было обнаружено монотонное уменьшение μ_m с ростом энергии.

Значения μ_m стекол, оцененные теоретически с помощью онлайн-версии программы XCOM, и смоделированные с помощью метода Монте-Карло, хорошо согласуются (см. табл. 2 [108]).

Обнаружено, что наибольшие значения слоя половинного ослабления находятся в пределах от 18,201 до 12,144 см для стекол BLNC0 и BLNC10 (рис.3.21) при максимальной рассмотренной энергии гамма-квантов.

Эффективный атомный номер (Z_{eff}) для исследуемых стекол был оценен теоретически, результаты показали увеличение Z_{eff} при добавлении CdO (рис. 3.22). Также были рассчитаны значения фактора накопления (EBF) в диапазоне энергий от 0,015 до 15 МэВ.

³⁴ Ниже этой энергии гамма-квант не имеет достаточно энергии, чтобы выбить К-электрон

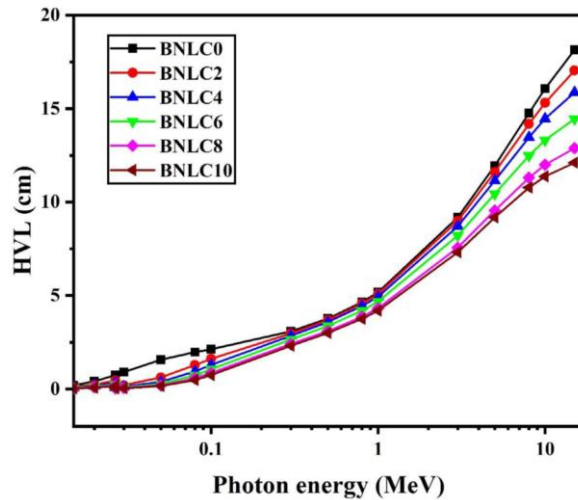


Рисунок 3.21. Изменение HVL в зависимости от энергии падающего гамма-кванта для стекол BLNC.

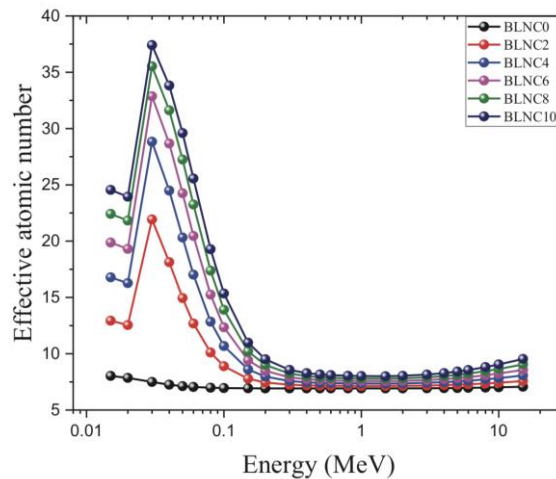


Рисунок 3.22. Изменение эффективного атомного номера в зависимости от энергии падающего гамма-кванта

Как показывают результаты исследования (рис. 3.22), Z_{eff} имеет более высокие значения при низких энергиях для всех щелочно-боратных стекол, легированных кадмием. Это обусловлено фотоэлектрическим взаимодействием, которое преобладает в этой области энергий. В районе 0,0267 МэВ наблюдается увеличение Z_{eff} (до 37,414) из-за К-края кадмия. Затем Z_{eff} резко уменьшается с увеличением энергии гамма-квантов (самые низкие значения Z_{eff} получены при 1,5 МэВ). Выше нескольких МэВ значения Z_{eff} медленно возрастают из-за эффекта образования пар.

Таким образом, полученные результаты показали, что добавление CdO увеличивает массовый коэффициент ослабления исследуемых щелочно-боратных стекол.

3.3.3. Влияние оксидов кадмия на радиационно-защитные характеристики щелочно-боратных стекол

Щелочно-боратные стекла очень важны в промышленности из-за их термической стабильности и хороших механических и оптических свойств. Оксид натрия (Na_2O) и триоксид бора (B_2O_3) являются основными составными частями при производстве многих боратных стекол.

В настоящей работе [109] оцениваются радиационно-защитные свойства щелочно-боратных стекол, легированных кадмием.

Синтез, химический состав, оптические и структурные свойства боратных стекол $80\text{B}_2\text{O}_3-(20-x)\text{Na}_2\text{O}-x\text{CdO}$, легированных кадмием (где $x = 0, 2, 4, 6, 8, 10, 12$ и 14 моль%), были исследованы Хиврекарором [138].

Коэффициент линейного ослабления боратных стекол, легированных кадмием, моделировали с помощью метода Монте-Карло в диапазоне энергий гамма-лучей от $0,01$ до 15 МэВ (рис.3.23,а). Моделирование проводилось с относительной погрешностью около 1% .

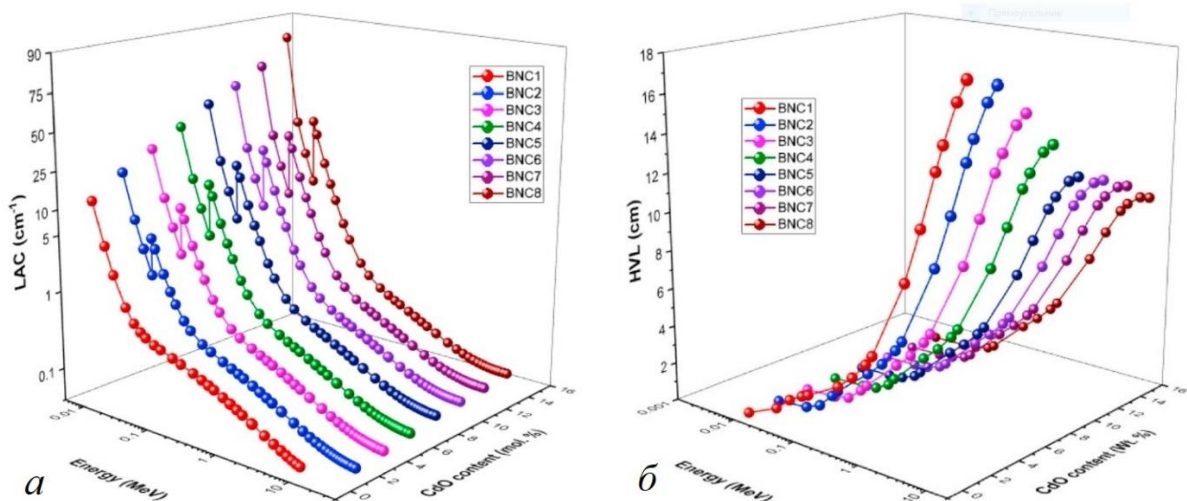


Рисунок 3.23. Зависимость коэффициента линейного ослабления (а) и слоя половинного ослабления (б) от энергии гамма-фотона μ достигает максимальных значений для образца BNC8 с содержанием оксида кадмия 14 моль%. От $0,06508$ до $83,636 \text{ cm}^{-1}$ и энергией гамма-излучения от $0,01$ до 15 МэВ. Массовые коэффициенты ослабления μ_m образцов стекла легированного оксидом кадмия были рассчитаны на основе моделирования μ с

использованием метода Монте-Карло, а также вычислены теоретически с использованием программного обеспечения Phy-X. Значения μ_m , полученные с помощью MCNP и Phy-X близки.

На основе смоделированного μ были также рассчитаны: слой половинного ослабления (рис.3.23,б), эффективный атомный номер (Z_{eff}) и фактор накопления.

Полученные данные показали, что стекло BNC8 с содержанием CdO 14 моль% имеет наибольшие μ (0,0650 до 83,636) см^{-1} и более малые HVL (0,008 до 10,686) см, чем другие стекла BNC для энергии гамма-излучения от 0,01 до 15 МэВ. Установлено, что BNC8 обладает лучшими характеристиками экранирования среди исследованных стекол, легированных кадмием.

Фактор накопления является важным параметром для оценки многократного рассеяния фотонного излучения в материале радиационной защиты. Следует отметить, что при увеличении доли кадмия в стекле значения фактора накопления достигают максимума при энергии 0,1 МэВ (BNC1) и 0,5 МэВ (BNC8).

Комптоновское рассеяние является определяющим при средних энергиях. Следовательно, образование вторичных фотонов увеличивается, что означает бóльшие значения EBF. Значения EBF показывают тенденцию к снижению после 1 МэВ. Фактор накопления значительно уменьшается при увеличении содержания Cd в составе стекла.

3.3.4. Исследование радиационно-защитных свойств тройных стекол SiO_2 – SnO – SnF_2

Структурные, электрические, оптические свойства боратных стекол, легированных оксидом олова (SnO_2), оценивались ранее в ряде публикаций. Так, Судзуки и др. [139] исследовали оптические свойства и структурные характеристики тройных стекол SnO – SnF_2 – SiO_2 и бинарных стекол SnO – SiO_2 .

Настоящая работа [107] направлена на оценку использования тройной системы стекла SnO – SnF_2 – SiO_2 в качестве материала для защиты от фотонного излучения. Данные по химическому составу стекол $(100-x)\text{SiO}_2$ – $x(\text{SnO}+\text{SnF}_2)$ ($x =$

40; 45; 50; 55 и 60 моль%) для оценки их защитных характеристик от γ -излучения были взяты из работы [139]. Образцы были обозначены SSS30, SSS35, SSS40, SSS45 и SSS50 для $x = 40; 45; 50; 55$ и 60 моль% соответственно.

Массовые коэффициенты ослабления μ_m стекол (3.24) были оценены с использованием метода Монте-Карло и подтверждены теоретически с помощью онлайн-версии программы XCOM в диапазоне энергий фотонов 0.015–15 МэВ. На основании полученных значений μ_m были определены радиационно-защитные характеристики: слой половинного ослабления, длина свободного пробега и эффективный атомный номер.

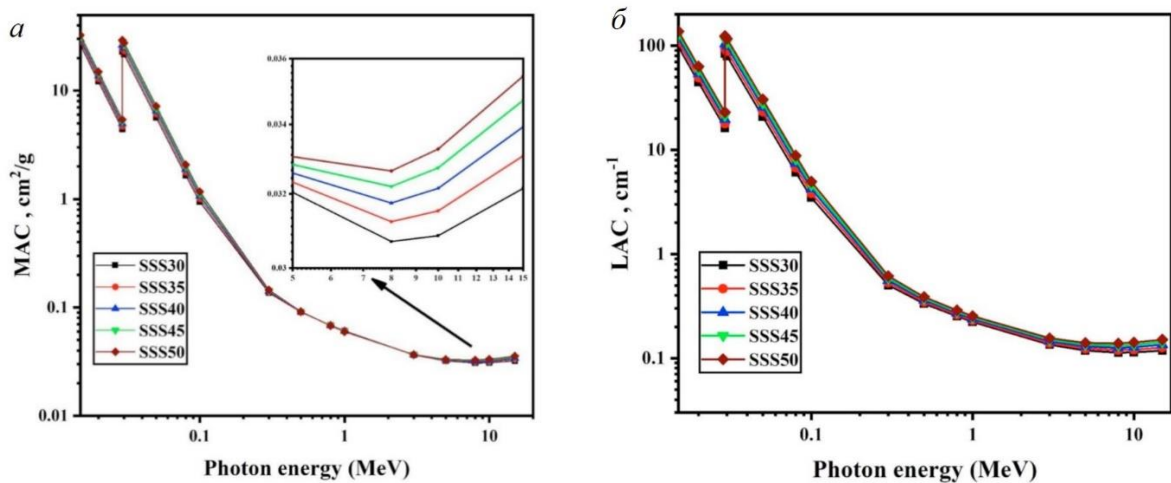


Рисунок 3.24. Зависимость массового (а) и линейного (б) коэффициентов ослабления системы стекла SSS30 – SSS50 от энергии гамма-излучения

Из представленных на рис.3.24 зависимостей видно, что самые высокие значения μ_m находятся в зоне с низкой энергией фотонов; для этой зоны характерно преобладание сечения фотоэффекта. Обнаружено быстрое уменьшение значений μ_m до $E=1$ МэВ. Внутри этого резкого спада есть заметный пик: увеличение значений μ_m вблизи К-края Sn ($Z = 50$) при $E=0.0292$ МэВ. При увеличении энергий фотонов до 3 МэВ наблюдается небольшое уменьшение μ_m . Это объясняется зависимостью сечения комптоновского рассеяния от Z и E в этой энергетической зоне. В зоне энергий $E>3$ МэВ значения μ_m увеличиваются. Эта энергетическая зона характеризуется преобладанием процесса образования пар, что отражает большее количество взаимодействий между входящими

фотонами и исследуемыми SSS-стеклами. При этом выявлено, что для значений μ_m выполняется следующее соотношение: $\mu_m(\text{SSS50}) > \mu_m(\text{SSS45}) > \mu_m(\text{SSS40}) > \mu_m(\text{SSS35}) > \mu_m(\text{SSS30})$. Таким образом, образец SSS50, имеет наивысшее значение μ_m , т.к. у него самое высокое содержание SnO (рис. 3.24,а). Изменение линейных коэффициентов ослабления (μ) в зависимости от энергии фотонов демонстрирует ту же тенденцию, что и μ_m (рис. 3.24,б).

При оценке зависимости HVL от энергии фотонов (рис.3.25) обнаружено, что самое низкое значение HVL соответствует низким энергиям; доминирование фотоэффекта происходит из-за его обратной связи с μ , которая имеет наибольшие значения при низкой энергии.

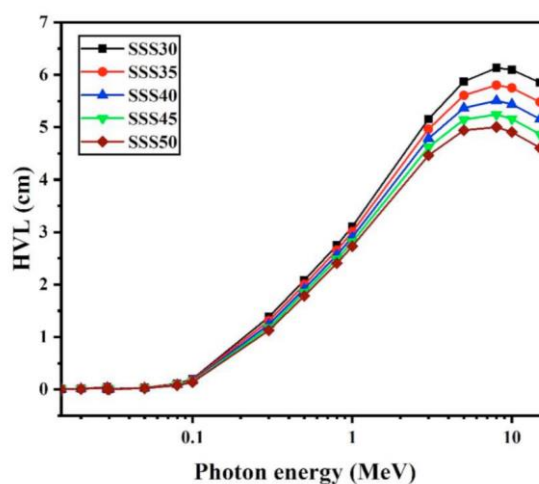


Рисунок 3.25. HVL образцов стекла SSS30 - SSS50 в зависимости от энергии фотонов

При увеличении энергии фотонов в направлении областей, где преобладает эффект Комптона и образование пар, значения HVL увеличиваются, и достигают пика при $E \approx 9$ МэВ, а затем уменьшаются. В области высоких энергий влияние химического состава стекол более очевидно. Образец стекла SSS50 имеет самые низкие значения HVL, т.е. обладает самыми высокими показателями ослабления.

Результаты исследований показывают, что увеличение содержания SnO в составе стекла приводит к увеличению ослабляющих свойств: исследуемые стекла имеют более высокие защитные свойства от гамма-излучения.

Фактор накопления EBF рассчитан с использованием новой программы Phy-X/PSD в диапазоне энергий гамма-излучения 0.015-15 МэВ.

ЕВФ для всех SSS-стекол достигает минимальных значений при низкой энергии гамма-излучения из-за преобладания фотоэлектрического взаимодействия, когда энергия падающего гамма-излучения полностью поглощается стеклами. При $E \approx 0,03$ МэВ для всех стекол SSS наблюдалось резкое увеличение ЕВФ. Величина этого пика возрастает при увеличении содержания олова (Sn) в SSS-стеклах, поэтому этот пик может быть связан с K -краем поглощения Sn, который появляются при 0.0292 МэВ. При увеличении энергии гамма-излучения от 0.15 до 0.8 МэВ значения ЕВФ умеренно увеличиваются до максимального значения при $E = 0.8$ МэВ. В этом интервале энергий вторичные фотоны образуются из-за комптоновского рассеяния. При $E > 0.8$ МэВ значения ЕВФ снова начинают уменьшаться по мере увеличения энергии падающего гамма-излучения. При $E > 8$ МэВ, значения ЕВФ медленно увеличиваются с ростом энергии гамма-излучения, особенно на больших глубинах проникновения (20-40 mfp), из-за эффекта образования пар. Образец SSS30 (с самым низким содержанием Sn) имеет самые низкие значения ЕВФ, в то время как самые высокие ЕВФ имеет образец SSS50 с самым высоким содержанием Sn.

Таким образом, теоретически рассчитанные плотности образцов стекол возрастают с 3.682 до 4.242 г/см³ при увеличении доли SnO. Значения массовых коэффициентов ослабления для всех стекол, определенные с помощью моделирования методом Монте-Карло и программы XCOM, показывают хорошее совпадение. Самое низкое значение μ_m , у образца SSS30, самое высокое - у SSS50. Увеличение доли SnO в составе стекла увеличивает их экранирующую способность от гамма-излучения. В то же время, самые высокие значения ЕВФ достигнуты для образца SSS50.

3.3.5. Исследования радиационно-защитных свойств фосфатных стекол, легированных ионами Tm^{3+}

В данной работе [112] приведены результаты исследований пяти образцов фосфатных стекол, легированных тулием, в форме $44P_2O_5 + (24-x)PbO + 17K_2O + 9Al_2O_3 + 6Na_2O + xTm_2O_3$: где $x = 0,1; 0,5; 1,0; 2,0$ и $4,0$ моль%. Данные

по их химическому составу взяты из работы [140]. Исследуемые образцы обозначены РРКАNT0.1; РРКАNT0.5; РРКАNT1.0; РРКАNY2.0; РРКАNT4.0 (номеру образца соответствует коэффициент перед Tm_2O_3).

Для оценки экранирующих свойств исследуемых стекол использовался метод Монте-Карло и программное обеспечение Phy-X/PSD.

При низкой энергии гамма-квантов ($E=0,015$ МэВ) μ возрастает с увеличением содержания Tm^{3+} (155,54 и 170,18 cm^{-1} для образцов РРКАNT0.1 и РРКАNT4, соответственно). При $E=15$ МэВ μ находится в диапазоне от 0,118 до 0,124 cm^{-1} для РРКАNT0,1 – РРКАNT4. Максимальные значения HVL изменяются от 5,734 до 5,570 см. Тенденция изменения MFP аналогична изменению HVL. При $E=15$ МэВ значения EBF быстро увеличивались с увеличением глубины проникновения. Исследуемые стекла РРКАNT можно считать хорошими экранами по сравнению с некоторыми традиционными материалами для защиты от излучения.

Геометрия моделирования методом Монте-Карло аналогична представленной на рис.3.1. Относительная ошибка, зарегистрированная в выходном файле MCNP, находилась в диапазоне 1%. На основе смоделированной средней длины трека входящего гамма-фотона были оценены другие параметры экранирования, такие как линейный коэффициент ослабления (LAC), слой половинного ослабления (HVL) и средний свободный пробег (MFP).

Массовый коэффициент ослабления (μ_m) был оценен для исследуемых образцов стекла на основе смоделированных значений μ с использованием уравнения (3.1).

Результаты моделирования μ_m сравниваются с оценками с помощью программы Phy-X/PSD. Разница между смоделированным и рассчитанным μ_m определена с помощью уравнения:

$$Diff(\%) = \frac{[MAC_{MCNP} - MAC_{Phy-X}] \times 100}{MAC_{MCNP}}$$

Согласно данным, приведенным в [112, табл. 4], наблюдается хорошая сходимость между результатами моделирования и расчетами. Разница между расчетными и смоделированными данными составила менее 5%.

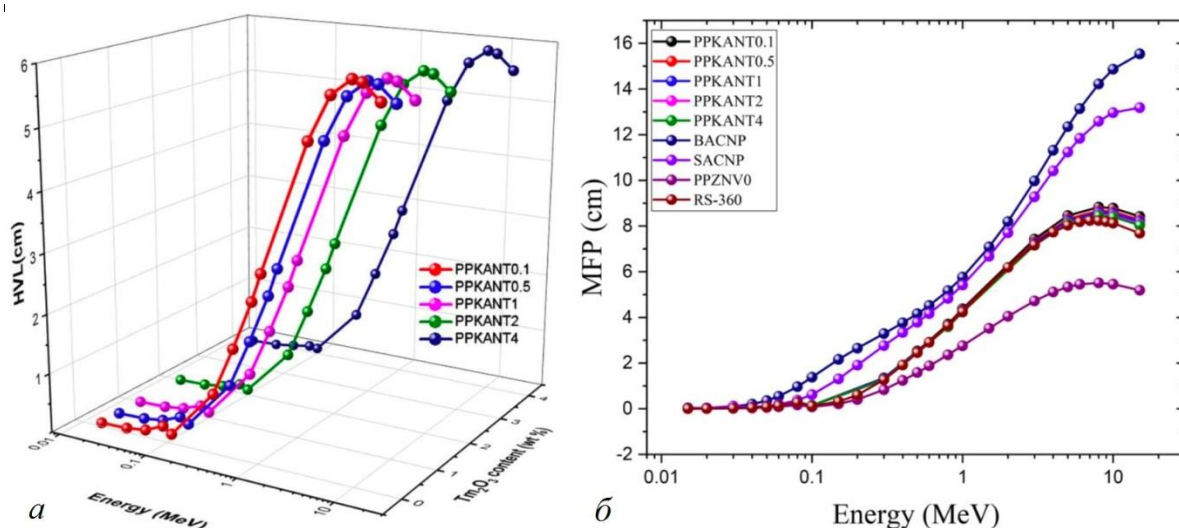


Рисунок 3.26. Изменение моделируемого слоя половинного ослабления (а) и MFP исследуемых, некоторых коммерческих стекол (б) в зависимости от энергии входящего гамма-кванта и содержания Tm_2O_3

MFP исследуемых стекол был рассчитана по формуле (3.5), расчетные MFP для исследуемых стекол в сравнении с некоторыми коммерческими и другими фосфатными стеклами представлены на рис. 3.26,б. Согласно формуле (3.5) значения MFP прямо пропорциональны HVL. Таким образом, изменение MFP в зависимости от энергии входящего гамма-фотона аналогично тенденции изменения HVL. Среди исследованных стекол самый высокий MFP (0,0064 до 8,4213 см) был достигнут для стекла PPKANT0.1 с содержанием Tm_2O_3 0,1 моль%, а самый низкий (0,0058 до 8,0366 см) MFP был получен для стекла PPKANT4 с содержанием 4 моль% Tm_2O_3 при изменении энергии гамма-квантов в диапазоне 0,015–15 МэВ. Значения MFP для исследуемых стекол сравнивались с показателями коммерческих защитных стекол, производимых SCHOTT (RS-360), и некоторых других фосфатных стекол, таких как BACNP, SACNP [27] и PPZNV0 [141]. Из рис. 3.26,б видно, что MFP исследуемых стекол примерно равен MFP защитных стекол RS-360 и ниже, чем у фосфатных стекол BACNP и SACNP. В то же время он выше, чем MFP фосфатных стекол PPZNV0.

Эквивалентный атомный номер (Z_{eq}) исследуемых образцов рассчитывали с помощью программы Phy-X / PSD (рис. 3.27).

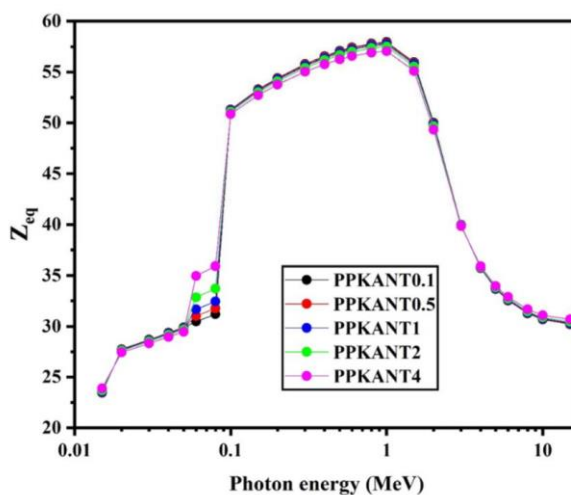


Рисунок 3.27. Изменение эквивалентного атомного номера в зависимости от энергии падающего гамма-излучения

Расчетное значение Z_{eq} быстро увеличивалась с увеличением энергии гамма-квантов в области комптоновского рассеяния и достигает максимальных значений (от 57,95 до 57,32) при $E \approx 1$ МэВ для стекол РПКАНТ0.1 и РПКАНТ4 соответственно. При $E > 1,5$ МэВ значения Z_{eq} постепенно уменьшаются с увеличением энергии приходящего гамма-кванта.

Фактор накопления EBF был рассчитан для энергий гамма-фотонов от 0,015 до 15 МэВ с глубиной проникновения от 0,5 до 40 mfp. Медленное увеличение EBF связано с небольшим изменением концентрации Tm_2O_3 , где содержание Tm_2O_3 варьировалось от 0,1 до 4 моль% для стекол РПКАНТ0.1 и РПКАНТ4, соответственно. Введение Tm_2O_3 для исследуемых стекол увеличивает накопление фотонов внутри стекол, особенно для средних и высоких энергий.

Результаты исследований показали, что при энергии гамма-квантов 0,015 МэВ значение смоделированного μ растет при увеличении содержания Tm_2O_3 в исследуемых стеклах и составляет от 155,54 до 170,18 cm^{-1} для образцов стекол РПКАНТ0.1 и РПКАНТ4, соответственно. При высокой энергии гамма-квантов μ составляет от 0,118 до 0,124 cm^{-1} для РПКАНТ0.1 и РПКАНТ4, соответственно. Наибольшие значения HVL составляют от 5,734 до 5,570 см для стекол РПКАНТ0.1 и РПКАНТ4 соответственно.

Исследуемые стекла РРКАНТ имеют лучшие радиационно-защитные свойства по сравнению с некоторыми традиционными РЗМ.

3.3.6. Влияние добавки Sb_2O_3 на повышение экранирующей способности натриево-известковых стекол

Натрий-кальций-силикатные стекла в настоящее время являются предметом обширных исследований из-за их различных применений в медицине и стоматологии, а также в промышленности. Кроме того, эти стекла используются в качестве радиочувствительных дозиметров, а также их желательно использовать для изготовления дешевых интегральных оптических усилителей.

Добавление Sb_2O_3 к стеклам приводит к улучшению ряда их физических свойств (плотность, показатель преломления, термическая и механическая прочность и т. д.). Стекла с добавкой Sb_2O_3 демонстрируют хорошие оптические свойства с повышенной прозрачностью для инфракрасного излучения, что делает их потенциальными кандидатами в материалы для нелинейных оптических устройств.

Настоящая работа [113] посвящена изучению радиационно-защитных характеристик натриево-известковых стекол с различным содержанием Sb_2O_3 . Образцы получили обозначения BCNSb0; BCNSb0,5; BCNSb1; BCNSb5 и SCNSb10 в соответствии с содержанием Sb_2O_3 : без Sb_2O_3 ; 0,5; 1; 5 и 10 моль% Sb_2O_3 .

Линейный коэффициент ослабления (μ) был смоделирован с использованием метода Монте-Карло (рис. 3.28). Максимальные значения μ (0,288–0,441) $см^{-1}$ были зарегистрированы для стекол BCNSb0 и BCNSb10 при $E=0,248$ МэВ. Увеличение энергии входящего фотона привело к значительному снижению значений μ . Это уменьшение связано с типом взаимодействия гамма-квантов с атомами стекла. В исследуемой энергетической зоне (0,248–1,406) МэВ преобладает комптоновское рассеяние CS (Compton scattering), причем $\sigma_{com} \propto \frac{1}{E}$.

В районе 1,406 МэВ были зарегистрированы самые низкие значения μ (0,132–0,154 см^{-1}) для стекол SCNSb0 и SCNSb10 соответственно.

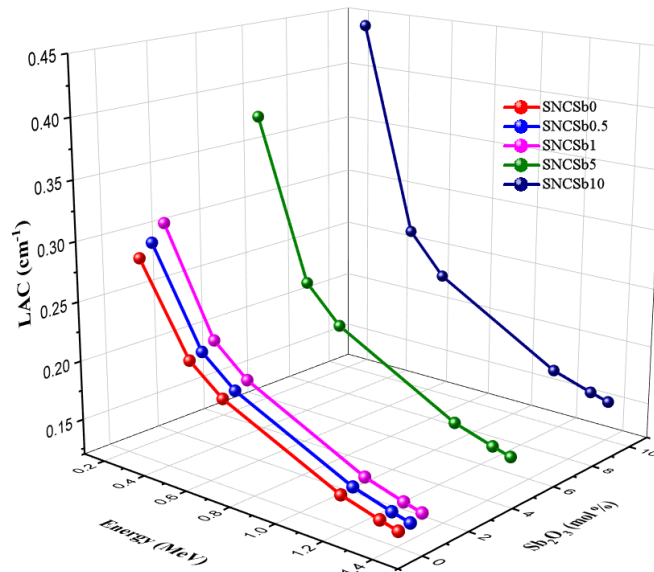


Рисунок 3.28. Изменение линейного коэффициента ослабления (μ) исследуемых стекол в зависимости от энергии гамма-гамма-квантов и содержания Sb_2O_3

Химический состав исследуемых стекол (включая Sb_2O_3) также влияет на значения μ . Как видно из рис. 3.28, замена SiO_2 на Sb_2O_3 увеличивает смоделированный μ исследуемых стекол. Это связано с заменой SiO_2 , имеющего более низкую плотность и молекулярную массу ($\rho = 2,65 \text{ г}\cdot\text{см}^{-3}$ и $M_W = 60,08 \text{ г}\cdot\text{моль}^{-1}$) на Sb_2O_3 ($\rho = 5,2 \text{ г}\cdot\text{см}^{-3}$ и $M_W = 291,52 \text{ г}\cdot\text{моль}^{-1}$). Наибольший μ (0,154–0,441 см^{-1}) получен для стекла SCNSb10 с содержанием 10 моль% Sb_2O_3 , а наиболее низкий μ (0,132–0,288 см^{-1}) - для стекла SCNSb0 без Sb_2O_3 при энергиях гамма-квантов 0,248–1,406 МэВ соответственно. Зарегистрированное увеличение связано с комптоновским рассеянием CS (Compton scattering), где сечение CS линейно увеличивается с увеличением Z_{eff} исследуемых образцов ($\sigma_{\text{com}} \propto Z_{\text{eff}}$).

Массовый коэффициент ослабления был определен из смоделированного μ в соответствии с уравнением (3.1). Он также был рассчитан теоретически с использованием программы XCOM [124]. Изменение μ_m аналогично изменению μ , также зависит от энергии входящего гамма-кванта и химического состава стекла. Самые высокие значения μ_m (0,115–0,147 $\text{см}^2/\text{г}$) достигнуты при низких энергиях

(0,248 МэВ), наименьшие μ_m (0,0531–0,0513 см²/г) соответствуют стеклам SCNSb0 и SCNSb10, соответственно, при энергии 1,406 МэВ.

Моделируемый и теоретический μ_m близки друг к другу, причем коэффициент корреляции, например для SCNSb10, равен 0,999. Это подтверждает достоверность результатов моделирования.

Как показано на рис. 3.29, HVL зависит от энергии падающего фотона и состава материала. Как упоминалось ранее, прямо пропорциональная зависимость обусловлена комптоновским рассеянием. Самые малые значения HVL (от 1,570 до 2,402 см) соответствуют $E=0,248$ МэВ, самые большие HVL (от 4,498 до 5,219 см) - энергии 1,406 МэВ для стекол SCNSb10 и SCNSb0, соответственно. Состав материала также оказывает заметное влияние на прогнозируемые значения HVL. Замена SiO₂ на Sb₂O₃ способствует увеличению плотности материала и электронной плотности исследуемых образцов, что приводит к большему ослаблению излучения.

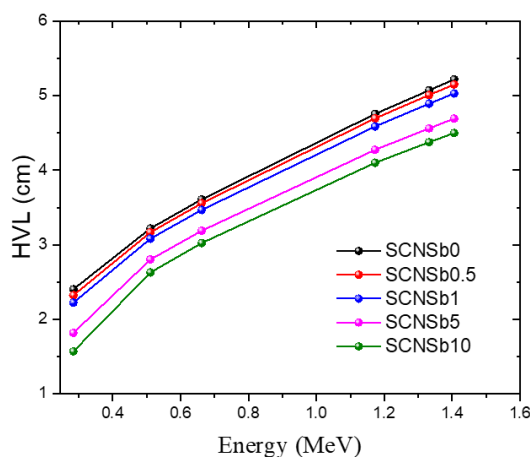


Рисунок 3.29. Изменение HVL исследуемых стекол в зависимости от энергии падающих фотонов

Для проверки эффективности исследуемых стекол значения их MFP сравнивали с MFP некоторых коммерческих защитных материалов (RS253-G18) и подготовленным материалом Borax 40 [142]. Сравнение показало, что исследуемые стекла SCNSb0-SCNSb10 имеют более низкие значения MFP, чем Borax 40 и коммерческие экранирующие материалы RS253-G18.

3.3.7. Экспериментальное и имитационное исследование влияния оксидов иттрия на радиационную экранирующую способность системы натрий-силикатного стекла

Новизна настоящего исследования [114] заключалась в получении натрий-силикатного легированного оксидного иттриевого стекла. Эффективность радиационной защиты изготовленных образцов стекла была исследована с использованием экспериментальных измерений с использованием радиоизотопов Cs-137 и Co-60. Одновременно экспериментальные измерения были подтверждены моделирование методом Монте-Карло и программным обеспечением ХСОМ.

В представленной работе для повышения радиационно-защитных свойств системы натриевого силикатного стекла была проведена частичная замена SiO_2 оксидом иттрия (Y_2O_3). Для проведения расчетно-экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств Власовой С. Г. и Ковязиной И.С. (ХТИ, УрФУ) были синтезированы пять образцов стекла SNY1-SNY6 с постоянным соотношением Na_2O_3 и частичным замещением SiO_2 на Y_2O_3 по химической формуле $37,5 \text{Na}_2\text{O}_3 + (61,1-x)\text{SiO}_2 + x\text{Y}_2\text{O}_3$, $x=1; 2; 5; 5,7$ и 6 моль%.

Технология производства образцов указанных стекол подробно описана в статье [114]. Реагентами, использованными в синтезе стекла, являются Na_2CO_3 , Y_2O_3 и SiO_2 . Указанные реагенты предварительно высушили, взвесили необходимое количество каждого соединения, хорошо перемешали и поместили в алундовых тиглях в печь при температуре от 1400 до 1500 °С (в зависимости от состава) на 3 часа. Затем, синтезированные образцы стекла отжигали в муфельной печи при определенной температуре.

Плотность изготовленных образцов стекла измерялась экспериментально с использованием принципа Архимеда (см. п.3.1), представленного в уравнении (3.8)³⁵. Аналогично, определялся молярный объем V_M , также являющийся важным физическим параметром, определяемым на основе измеренной плотности стекол SNY, как и в уравнении (3.9).

³⁵ В данном исследовании в качестве жидкости используется ксилол ($\rho_{\text{ксилол}}=0,86 \text{ г/см}^3$)

Линейный коэффициент ослабления μ изготовленных образцов стекла определяли с помощью сцинтилляционной спектрометрии NaI(Tl) с использованием двух источников Cs-137 и Co-60 при энергиях 0,662, 1,173 и 1,332 МэВ (рис.3.30) по формуле (3.2). Толщина x образцов стекла измерялась с помощью микрометра с погрешностью $\pm 0,001$ мм.

Результаты экспериментальных измерений с использованием детектора NaI (Тl) были подтверждены с помощью имитационного кода Монте-Карло и теоретической онлайн-программы XCOM.

Онлайн-программа XCOM имеет возможность рассчитывать μ_m экранирующих материалов по их химическому составу в мас.% или моль%. Эта программа использует базу данных NIST для расчета поперечного сечения взаимодействия в фотоэлектрических, комптоновских и парных производственных взаимодействиях.

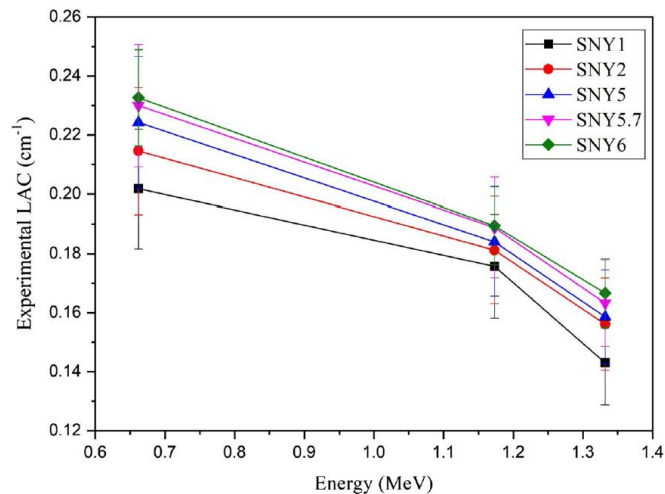


Рисунок 3.30. Экспериментальные значения линейного коэффициента ослабления для энергий 0,662; 1,173 и 1,332 МэВ, испускаемых радиоизотопами Cs-137 и Co-60

Разность (Δ , %) между MCNP-5, XCOM и экспериментальными измерениями рассчитывали по уравнениям:

$$\Delta_1(\%) = \frac{[(\mu_m)_{MCNP} - (\mu_m)_{XCOM}]}{(\mu_m)_{MCNP}} \quad (3.11)$$

$$\Delta_2(\%) = \frac{[(\mu_m)_{MCNP} - (\mu_m)_{EXP}]}{(\mu_m)_{MCNP}}$$

Величина Δ_1 относится к разнице между данными MCNP-5 и XCOM, в то время как Δ_2 иллюстрирует разницу между MCNP-5 и экспериментальными результатами. На основе полученных значений μ образцов стекла были рассчитаны другие экранирующие свойства.

Плотность и молярный объем были определены для образцов стекол в зависимости от содержания Y_2O_3 . Измеренная плотность зависит от доли Y_2O_3 и увеличивается в следующем порядке: 2.862; 2.842; 2.894; 2.918 и 2.925 г/см³. Молярный объем V_M соответствует изменению плотности и составляет 26,060; 26,829; 28,060; 28,244 и 28,336 см³/моль для изготовленных образцов стекла NSY1, NSY2, NSY3, NSY5, NSY5.7 и NSY6, соответственно. Увеличение плотности стекла и V_M связано с частичной заменой SiO_2 ($\rho = 2,65$ г/см³ и молекулярная масса = 60,08 г/моль) соединениями Y_2O_3 ($\rho = 5,01$ г/см³ и молекулярная масса = 225,81 г/моль).

До и после использования изготовленных образцов стекла, записанные подсчеты показали, что экранирующая способность гамма-излучения (μ , см⁻¹) при 0,662 МэВ принимает значения 0,202; 0,215; 0,224; 0,230 и 0,233 см⁻¹. Кроме того, измеренный μ при 1,332 МэВ улучшился на 0,143; 0,156; 0,159; 0,163 и 0,167 см⁻¹ с увеличением доли Y_2O_3 в 1; 2; 5; 5,7 и 6 моль% соответственно. Результаты измерений показали, что μ изготовленных образцов стекла уменьшается с увеличением используемой энергии изотопа, что обусловлено комптоновским рассеянием, которое является основным взаимодействием в экспериментальном диапазоне измерений от 0,662 до 1,332 МэВ.

Неопределенность экспериментальных результатов, вычисленная с помощью уравнения:

$$\Delta\mu = \frac{1}{x} \sqrt{\left(\frac{\Delta I_0}{I}\right)^2 + \left(\frac{\Delta I}{I}\right)^2 + \ln\left(\frac{I_0}{I}\right)^2 \left(\frac{\Delta x}{x}\right)^2},$$

оказалась менее ± 8 % для всех зарегистрированных данных.

Средняя длина трека гамма-фотонов моделировалась при энергиях, варьирующихся в диапазоне 0,015-15 МэВ, включая энергии 0,662, 1,173 и 1,332

МэВ, использованные при эксперименте. Затем полученные результаты были переведены в линейный коэффициент ослабления, зависимость которого от энергии гамма-излучения представлена на рис. 3.31.

При $E=0,015$ МэВ μ демонстрирует самые высокие значения. На значения μ в диапазоне энергий 0,015-1,5 МэВ влияет фотоэлектрическое взаимодействие PE (photoelectric interaction). При увеличении энергии излучения в указанном энергетическом диапазоне происходит значительное уменьшение значения μ . В диапазоне энергий от 0,2 до 1,332 МэВ μ линейно уменьшается с увеличением энергии гамма-фотонов. Для области образования пар ($E>1,5$ МэВ) μ почти постоянна и не зависит от энергии фотона.

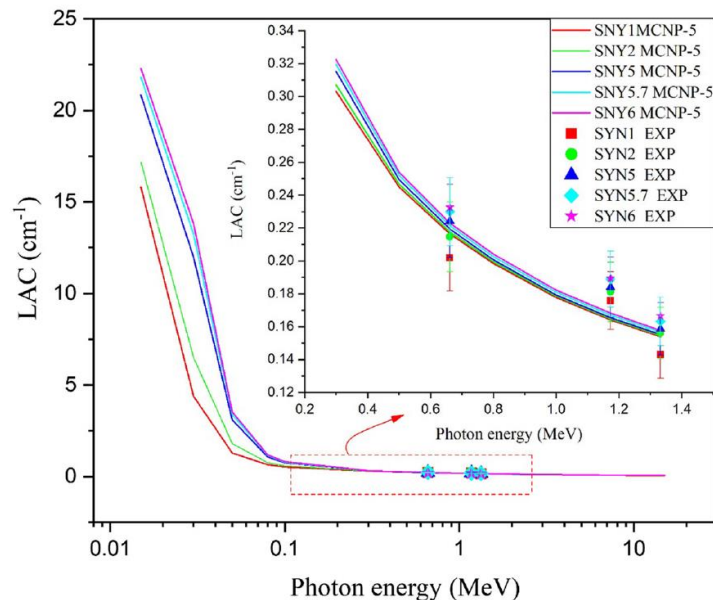


Рисунок 3.31. Зависимость значений линейного коэффициента ослабления от энергии гамма-излучения, определенных с помощью моделирования

Частичная замена SiO_2 на Y_2O_3 увеличивает молекулярную массу образцов стекла NSY. Z_{eff} увеличивается с увеличением молекулярной массы и плотности изготовленных образцов стекла.

Зависимость μ от доли Y_2O_3 показана на рис. 3.32. Исследование проводилось при фиксированных энергиях гамма-излучения.

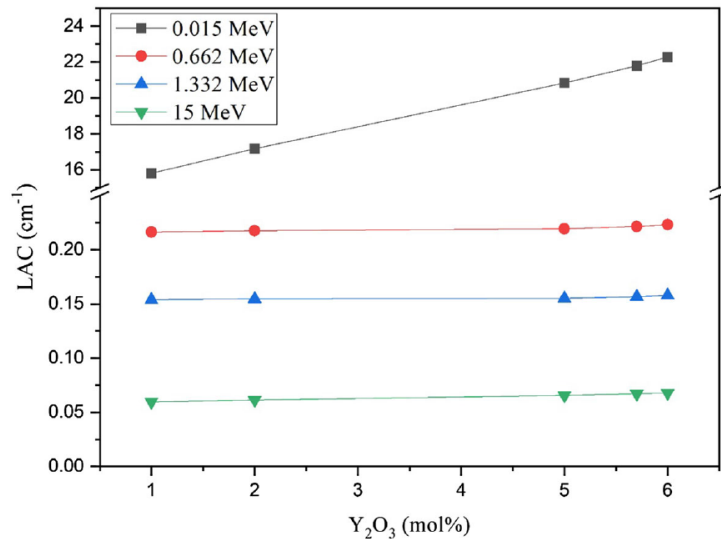


Рисунок 3.32. Зависимость коэффициента линейного ослабления от содержания Y_2O_3

При $E=0,015$ МэВ значения μ растут с увеличением доли Y_2O_3 . Это связано с взаимодействиями РР. Значения μ изменялись в следующем порядке 15.799; 17.174; 20.837; 21.802 и 22.288 cm^{-1} с увеличением Y_2O_3 в порядке между 1; 2; 5; 5.7 и 6 моль%. Для зоны ($0,662 < E < 1,332$) МэВ линейное увеличение μ связано с увеличением доли Y_2O_3 .

Экспериментальные значения μ_m сравнивались с моделируемыми и теоретическими значениями μ_m . Разница $\Delta 2$ между моделируемыми и экспериментальными измерениями μ_m , была рассчитана в соответствии с уравнением (3.10) и приведен в [114, табл. 2]. Расчетные значения $\Delta 2$ находятся в пределах $\pm 5\%$, за исключением энергии гамма-излучения $\approx 1,173$ МэВ, при котором значения $\Delta 2$ достигают $\pm 13\%$. Такая высокая погрешность может быть вызвана сдвигом в энергетическом канале, при проведении измерений.

3.3.8. Исследование влияния добавок Bi_2O_3 на повышение радиационно-защитных свойств стеклянной системы $BaO-Bi_2O_3-B_2O_3$

Целью настоящей работы [110] является изучение роли добавок Bi_2O_3 в повышении радиационно-защитных свойств образцов изготовленной стеклянной системы $60B_2O_3+(40-x)BaO+xBi_2O_3$.

Настоящая система была получена в результате замещения ВаО соотношением Vi_2O_3 в тройной стеклянной системе ВаО- Vi_2O_3 - B_2O_3 . Исследуемый ряд стекол описывается химической формулой $60\text{B}_2\text{O}_3+(40-x)\text{ВаО}+x\text{Vi}_2\text{O}_3$, $x= 0, 2,5$ и 5 мас.%. Образцы указанных стекол для проведения расчетно-экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств стекол были изготовлены Власовой С. Г. (ХТИ, УрФУ). Технология изготовления стекол подробно описана в работе [110]. Изготовленным образцам были присвоены обозначения ВВВ0, ВВВ2.5 и ВВВ5 в соответствии с содержанием Vi_2O_3 , (0 мас.%, 2,5 мас.% и 5 мас.%, соответственно).

Плотность изготовленных стекол ($\rho_{\text{стекла}}$, г/см³), определенная с использованием метода Архимеда (см. п.3.1), как это представлено в уравнении (3.8)³⁶, составила от 3,148 до 3,281 г/см³. Молярный объем (V_M , см³/моль) определялся на основе измеренной плотности и молекулярной массы (M_w) стекол ВВВ в соответствии с соотношением (3.9).

Линейный коэффициент ослабления изготовленных стекол (μ , см-1) был экспериментально определен при энергиях фотонов 662, 1173 и 1,332 кэВ, испускаемых источниками Cs-137 и Со-60. Измерения I_0 – интенсивности гамма-излучения от «голового» источника (без экранирующего материала) и I – интенсивности гамма-излучения источника, закрытого исследуемым образцом (экранирующим материалом) – проводились с помощью сцинтилляционного детектора NaI(Tl). Толщину образцов стекла x измеряли микрометром с погрешностью $\pm 0,001$ мм. На основании проведенных измерений определялось значение μ для изготовленных стекол с помощью уравнения (3.3). На рис. 3.33 показано, что измеренные значения μ уменьшаются с увеличением энергии гамма-фотона и повышаются с увеличением доли Vi_2O_3 .

Значения μ уменьшались в пределах 0,265-0,152 см⁻¹ (ВВВ0), 0,274-0,157 см⁻¹ (ВВВ2.5) и 0,284-0,157 см⁻¹ (ВВВ5) с увеличением энергии фотона от 662 кэВ до 1332 кэВ, соответственно. Зависимость, близкая к линейной, обусловлена преобладающим в данном диапазоне энергий комптоновским рассеянием. Содержание Vi_2O_3 оказывает значительное влияние на μ . Замена ВаО на Vi_2O_3 повышает эффективный атомный номер стекла. Таким образом, μ линейно

³⁶ В данном исследовании в качестве жидкости используется ксилол ($\rho_{\text{ксилол}}=0,86$ г/см³).

возрастает с повышением доли Vi_2O_3 . μ увеличивается с 0,265 до 0,284 см^{-1} при увеличении содержания Vi_2O_3 от 0 до 5 мас.% при 662 кэВ, соответственно. Кроме того, μ увеличивается с 0,171 до 0,206 см^{-1} ($E=1173$ кэВ) и с 0,152 до 0,157 см^{-1} ($E=1332$ кэВ).

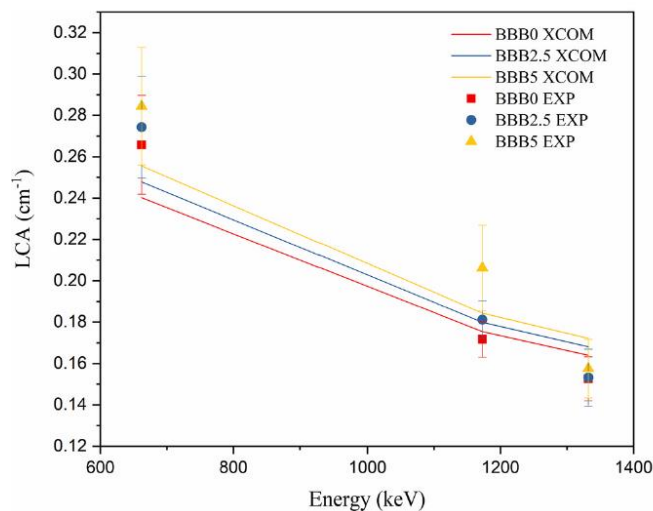


Рисунок 3.33. Зависимость линейного коэффициента ослабления от энергии гамма-излучения изотопов Cs-137 и Co-60

Значения μ_m определялись на основе экспериментальных значений μ (3.1) и сравнивались с μ_m , найденными с использованием XCOM. Экспериментальные результаты удовлетворительно согласуются с результатами XCOM. Разница составила менее $\pm 10\%$ для всех стекол. Такое различие обусловлено факторами, связанными с инструментальными измерениями. Кроме того, исходный химический состав был незначительно изменен в процессе плавления, что повлияло на разницу между экспериментальной и теоретической оценкой. Например, соединение V_2O_3 переносится на VO_3 и VO_4 с различной способностью к ослаблению. Для соединения V_2O_3 $\mu_m=0,07545$ $\text{см}^2/\text{г}$, в то время как для соединений VO_4 и VO_3 он составляет 0,0764 и 0,0761 $\text{см}^2/\text{г}$.

На рис. 3.34 приведены значения HVL для стекол $60\text{V}_2\text{O}_3+(40-x)\text{BaO}+x\text{Vi}_2\text{O}_3$, рассчитанные на основе экспериментально измеренных значений μ при энергиях гамма-излучения 662, 1173 и 1332 кэВ.

Значения HVL возрастают с увеличением энергии и принимают значения 2,526; 3,825 и 4,524 см (BBB2.5) при энергиях гамма-фотонов 662; 1,173 и 1,332

кэВ, соответственно. Увеличение энергии фотона приводит к заметному уменьшению длины волны (λ) падающего фотона, где ($E=h\nu=hc/\lambda$). В результате увеличивается проникающая способность входящих фотонов, связанная со значительным уменьшением числа взаимодействий фотонов с атомами стекла.

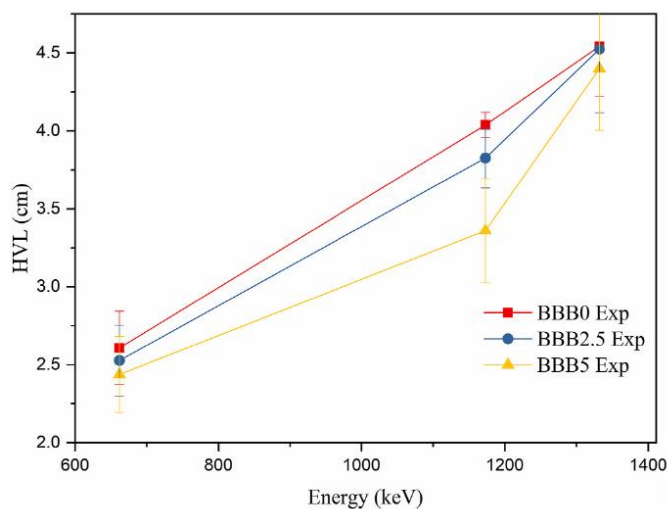


Рисунок 3.34. Зависимость величины слоя половинного ослабления от энергии гамма-излучения изотопов Cs-137 и Co-60

Повышение содержания Vi_2O_3 в стеклах $60\text{B}_2\text{O}_3+(40-x)\text{BaO}+x\text{Vi}_2\text{O}_3$ увеличивает распределение электронов внутри стекла. Таким образом, вероятность взаимодействия фотонов возрастает, что связано с повышением значений μ . HVL составляют 2,607; 2,526 и 2,437 см (при $E=662$ кэВ) для стекол с содержанием 0; 2,5 и 5 мас.% Vi_2O_3 , соответственно.

Таким образом, добавление Vi_2O_3 к барий-боратному стеклу повышает гамма-экранирующую способность.

3.4. Выводы к главе 3

1. Преимуществом композитных радиационно-защитных материалов является возможность проектирования их состава применительно к планируемым условиям облучения (известному изотопному составу радиоактивных загрязнений) и оптимизации состава в соответствии с принципами радиационной безопасности.

2. При создании новых композитных радиационно-защитных материалов и выборе их компонентов следует ориентироваться на отходы промышленного производства, подлежащие захоронению, особенно отходы, содержащих тяжелые металлы и другие материалы с высокой плотностью.
3. Актуальность задачи исследований радиационно-защитных свойств местных природных минералов для оценки возможности их использования при сооружении объектов использования атомной энергии определяется важностью оптимизации затрат по их сооружению.
4. Радиационно-защитные стекла занимают важное место среди используемых экранирующих материалов, обеспечивая безопасность получения визуальной информации. Несмотря на многолетний опыт разработки таких стекол, интерес к ним в последние годы возрос. Это связано с поиском новых перспективных составов специальных стекол, оценкой возможности исключения свинца из их состава.
5. Полимерные композитные материалы зарекомендовали себя в качестве радиационной защиты как лёгкие, прочные, эластичные, гибкие и удобные в применении. Технологии иммобилизации/химической фиксации отходов посредством создания полимерных композитов имеют доказанную эффективность и являются простыми, доступными, экономичными и применяемыми. Они позволяют создать стабильные материалы, устойчивые к агрессивным условиям с разнообразными параметрами, и полученные материалы можно относительно легко переработать (например, биорастворителями или плавлением), что позволяет извлечь наполнитель в случае необходимости или восстановить материал
6. Результаты моделирования радиационно-защитных свойств композитных радиационно-защитных материалов с помощью метода Монте-Карло показывают хорошую сходимость с результатами экспериментальных измерений с использованием гамма-источников и программы ХСОМ.

4. Расчетно-экспериментальное исследование полимерных композитных радиационно-защитных материалов

4.1. Общие сведения

Как указывалось в главе 3, преимуществом композитных РЗМ является возможность проектирования их состава применительно к планируемым условиям облучения (к конкретному составу радиоактивных загрязнений) [143]-[145]. Среди композитных РЗМ особый интерес представляют полимерные, которым присущ ряд преимуществ. При этом основной целью является создание РЗМ с высокими защитными свойствами, низкой токсичностью, с одновременным соблюдением принципа оптимизации [146].

Необходимым технологическим условием создания радиационной защиты с заданными поглощающими свойствами является возможность изготовления композитного материала с равномерным распределением поглотителя в матрице. Этим требованиям удовлетворяет радиационно-защитный материал (РЗМ) Абрис, разработанный специалистами ООО “Завод герметизирующих материалов” (г. Дзержинск). Он представляет гомогенную композицию на основе полимерного связующего, наполнителя, пластификатора и технологических добавок [147]. Технология производства позволяет получать материал требуемого качества с необходимой (заданной) концентрацией наполнителей (рис.4.1). Кроме того, РЗМ Абрис имеет ряд дополнительных преимуществ перед аналогами, определившими выбор его в качестве базовой композиции для диссертационных исследований:

- возможность создания изделий с требуемыми защитными и эксплуатационными характеристиками;
- температура эксплуатации от -10°C до $+80^{\circ}\text{C}$;
- возможность изготовления изделий требуемого размера по толщине, ширине и длине;
- возможность регулирования толщины защитного покрытия путем послойного наложения материала;
- легкость механической обработки (резки в размер, крепления);

- возможность быстрого закрепления в любом пространственном положении;
- технологичность и снижение трудоемкости работ;
- возможность проведения монтажных работ при температуре до минус 20°С;
- надежность изоляции поверхностей сложной конфигурации, криволинейных поверхностей и мест примыканий различных конструктивных элементов помещения за счет пласто-эластичных и самоклеящихся свойств материала.

Важным преимуществом развития технологии Абрис РЗ является возможность реализации процесса импортозамещения, поскольку стоимость отечественной продукции значительно ниже зарубежных аналогов.



Рисунок 4.1. Образцы защитного материала Абрис РЗ

Инициатором начала исследований радиационно-защитных материалов стало ООО «Завод герметизирующих материалов» (ООО «ЗГМ») заключившее договор с УрФУ на проведение научно-исследовательских работ «Прогнозирование защитных свойств модификаций радиационно-защитного материала Абрис РЗ заданного состава на основе анализа радиационного фона конкретных типов реакторных установок для защиты оборудования и персонала от гамма излучений. Автор диссертации осуществлял научное руководство и принимал непосредственное участие в проведении всех расчетных и экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств РЗМ. В работе принимали участие Русских И.М., Селезнев Е.Н., Козлов Ан.В. (АО «ИРМ»), Щеклеин С.Е (УрФУ).

4.2. Исследование равномерности распределения наполнителей в матрице радиационно-защитного материала с помощью радиографии

4.2.1. Методы исследований

На предварительном этапе исследований с помощью радиографии была проведена оценка приемлемости материала «Абрис» для создания гомогенных РЗМ с заданными защитными свойствами. Радиография является одним из наиболее распространенных методов дефектоскопии, позволяющим выявлять неоднородности внутри материала путем определения неравномерности ослабления рентгеновского или гамма-излучения прошедшего через исследуемый участок. Изображение объекта формируется на специальной радиографической пленке или запоминающей пластине в случае использования комплексов цифровой радиографии. Исследование изображения на радиографических пленках после их проявления осуществляется на негатоскопах с изменяемой освещенностью экрана или с помощью специального сканера при использовании многоцветных люминесцентных запоминающих пластин.

Исследование равномерности распределения поглотителя в РЗМ было проведено методами гамма- и рентгенографии с помощью гамма-дефектоскопа Гаммарид 192/120 (с источником иридий-192), рентгеновского аппарата РАП 300-5 и аппаратно-программного комплекса для компьютерной радиографии на основе сканера HD CR-35 NDT.

Выбор источников излучения, типов радиографической пленки, параметров просвечивания при проведении радиографического контроля образцов РЗМ производился в соответствии с требованиями ГОСТ 20426-82³⁷, ГОСТ 7512-82³⁸.

Исследование сплошности материала при радиографии производится по степени почернения участков снимка, которую принято оценивать величиной

³⁷ ГОСТ 20426-82 Контроль неразрушающий. Методы дефектоскопии радиационные. Область применения (источники излучения)

³⁸ ГОСТ 7512-82 Контроль неразрушающий. Соединения сварные. Радиографический метод. М.: Стандартинформ, 2008

оптической плотности почернения³⁹. В соответствии с требованиями ГОСТ 20426-82, ГОСТ Р 50.05.07-2018⁴⁰ оптическая плотность изображений контролируемых участков шва и околошовной зоны, а также индикатора качества изображения (ИКИ) должна быть не менее 1,5 и не более 3,5. Чувствительность контроля определяется по изображению ИКИ (минимальная глубина канавки канавочного ИКИ или минимальный диаметр проволоки проволочного ИКИ, видимых на снимке).

На рис. 4.2 в качестве иллюстрации приведены радиограммы образца РЗМ с содержанием вольфрама 80% толщиной в 5 мм, выполненные при одинаковых параметрах работы рентгеновского аппарата и фокусном расстоянии ($U = 200$ кВ, $I = 4$ мА, $f = 30$ см), но с разной продолжительностью экспонирования - 45 (а) и 60 (б) секунд и, соответственно, с различными оптическими плотностями.

Первая радиограмма (рис 4.2, а) имеет оптическую плотность 0,5, следовательно, не соответствует требованиям ГОСТ, и не может быть использована для получения достоверной информации о внутренней структуре материала.

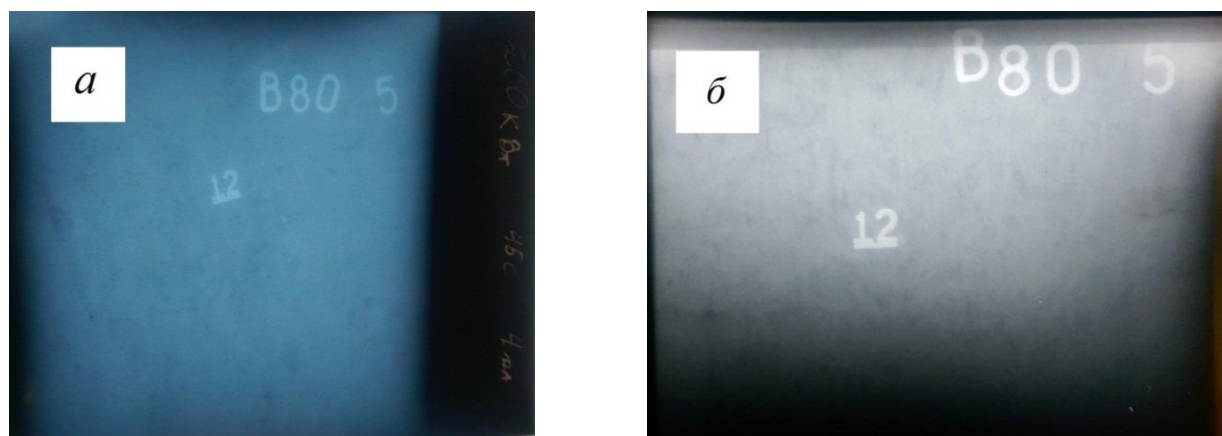


Рисунок 4.2. Образцы радиограмм с оптической плотностью 0,5 (а) и 1,9 (б)

На рис. 4.3 представлена радиограмма образца РЗМ с матрицей толщиной 5 мм с 80 % заполнением свинца с нарушениями сплошности, полученная при параметрах контроля, представленных в табл. 4.1.

³⁹ Единицей оптической плотности почернения служит плотность такого участка эмульсионного слоя, который пропускает 1/10 падающего на него света.

⁴⁰ Система оценки соответствия в области использования атомной энергии. Оценка соответствия в форме контроля. Унифицированные методики. Радиографический контроль. ГОСТ Р 50.05.07—2018.- 32 стр.



Рисунок 4.3. Радиограмма С-80-5 с дефектами

Таблица 4.1

Параметры радиографии образца С-80-5⁴¹

Напряжение U (кВ) С80-5	Время экспозиции t (с)	Сила тока I (мА)	Фокусное расстояние f (см)	Плотность снимка
240	80	4	30	2,1

По данному снимку можно определить равномерность заполнения свинца в матрице. Как видно из снимка, заполнение поглотителя (свинца) не равномерно, имеются отдельные дефекты. В первом случае, где наблюдается равномерность заполнения, оптическая плотность снимка равна 2,01. Во втором случае видно пятно с плотностью 2,5, что свидетельствует о меньшей концентрации свинца на данном участке.

4.2.2. Исследование сплошности образцов защитных материалов с помощью гамма-излучения

Экспериментальные исследования образцов гомогенных радиационно-защитных материалов проводились в лаборатории металлов АО «ЗАО ПО УЭМ» с помощью гамма-дефектоскопа «Гаммарид-192/120» (рис.4.3), предназначенного для

⁴¹ В обозначении С-80-5 первая буква «С» – свинец, число (80) – процентное содержание свинца, число (5) – толщина образца, мм. Ниже будут использованы обозначения: «Б» – барит, «В» – вольфрам.

радиографического контроля металла и сварных соединений, с использованием закрытого источника гамма-излучения с радионуклидом иридий-192 (табл. 4.2).

Таблица 4.2

Технические характеристики гамма-дефектоскопа «Гаммарид 192/120»

Характеристика	Значение
Источник гамма-излучения закрытый с радионуклидом	Иридий 192
Тип	ГИИД-5
Активность, ТБк (Ки)	6,6 (178)
Исполнение	Переносной
Толщина просвечиваемого материала, мм:	
Сталь	1 - 80
Легкие металлы и сплавы	1,5 - 250
Бетон	25 - 375



Рисунок 4.4. Гамма-дефектоскоп «Гаммарид 192/120»

На рис. 4.5-4.7 приведены изображения радиограмм, в табл.4.3-4.5 – параметры просвечивания следующих образцов РЗМ:

- матрица толщиной 10 мм с содержанием барита 25 % (Б25-10);
- матрица толщиной 10 мм с содержанием барита 50 % (Б50-10);
- матрица толщиной 10 мм с содержанием барита 75 % (Б75-10);
- матрица толщиной 10 мм с содержанием барита 90 % (Б90-10);
- матрица толщиной 5 мм с содержанием свинца 80 % (С80-5);
- матрица толщиной 5 мм с содержанием свинца 50 % (С50-5);
- матрица толщиной 10 мм с содержанием свинца 20 % (С20-10);
- матрица толщиной 10 мм с содержанием свинца 80 % (С80-10);
- матрица толщиной 5 мм с содержанием свинца 20 % (С20-5);
- матрица толщиной 5 мм без наполнителя (БН50-5);

- матрица толщиной 10 мм без наполнителя (БН50-10);
- матрица толщиной 5мм с содержанием вольфрама 80 % (В80-5).

Таблица 4.3

Параметры проведения радиографии

Обозначение образца	Толщина образца, мм	Наполнитель, %	Источник гамма-излучения	Активность ТБк (Ки)	Время экспозиции t , мин	Фокусное расстояние f , см	Плотность снимка
Б25-10	10	Барит, 25	Иридий 192	6,6 (178)	2	40	1,4
Б50-10	10	Барит, 50	Иридий 192	6,6 (178)	3	40	1,7
Б75-10	10	Барит, 75	Иридий 192	6,6 (178)	3	40	1,68
Б90-10	10	Барит, 90	Иридий 192	6,6 (178)	3	40	1,8

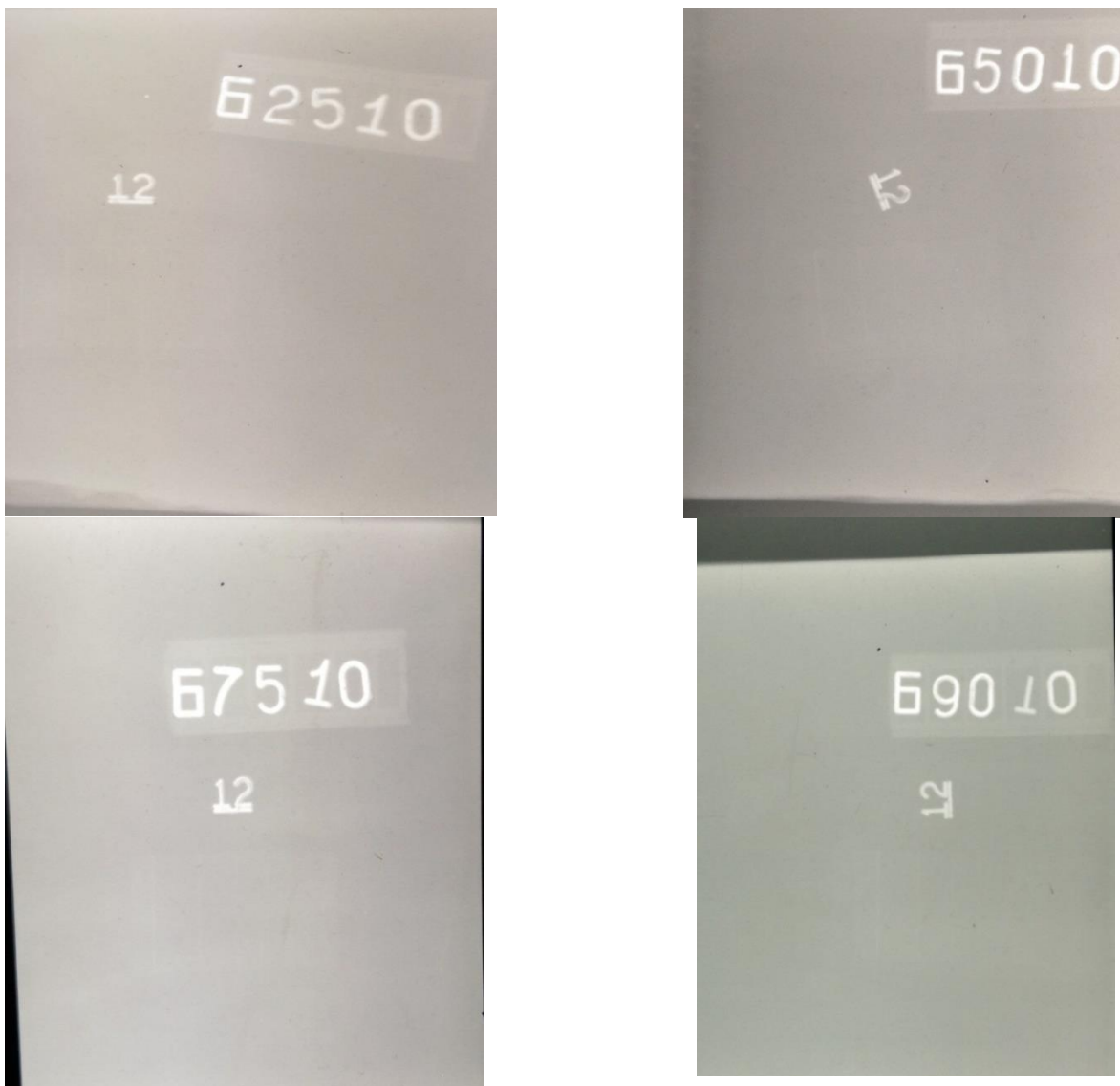


Рисунок 4.5. Радиограммы РЗМ с баритовым наполнителем, полученные с использованием гамма-излучения

Параметры проведения радиографии

Обозначение образца	Толщина образца, мм	Наполнитель, %	Источник гамма-излучения	Активность, ТБк (Ки)	Время экспозиции t , мин	Фокусное расстояние, f (см)	Плотность снимка
С80-5	5	Свинец, 80	Иридий 192	6,6 (178)	3	40	1,5
С50-5	5	Свинец, 50	Иридий 192	6,6 (178)	3	40	1,75
С20-10	10	Свинец, 20	Иридий 192	6,6 (178)	2	40	1,9
С80-10	10	Свинец, 80	Иридий 192	6,6 (178)	5,5	40	1,68



Рисунок 4.6. Радиограммы РЗМ со свинцовым наполнителем, полученные с использованием гамма-излучения

Параметры проведения радиографии

Обозначение образца	Толщина образца, мм	Наполнитель, %	Источник гамма-излучения	Активность ТБк (Ки)	Время экспозиции t , мин	Фокусное расстояние f , (см)	Плотность снимка
С20-5	5	Свинец, 20	Иридий 192	6,6 (178)	2	40	1,3
БН-5	5	-	Иридий 192	6,6 (178)	2	40	1,47
БН-10	10	-	Иридий 192	6,6 (178)	2	40	1,4
В80-5	5	Вольфрам, 80	Иридий 192	6,6 (178)	3	40	1,33

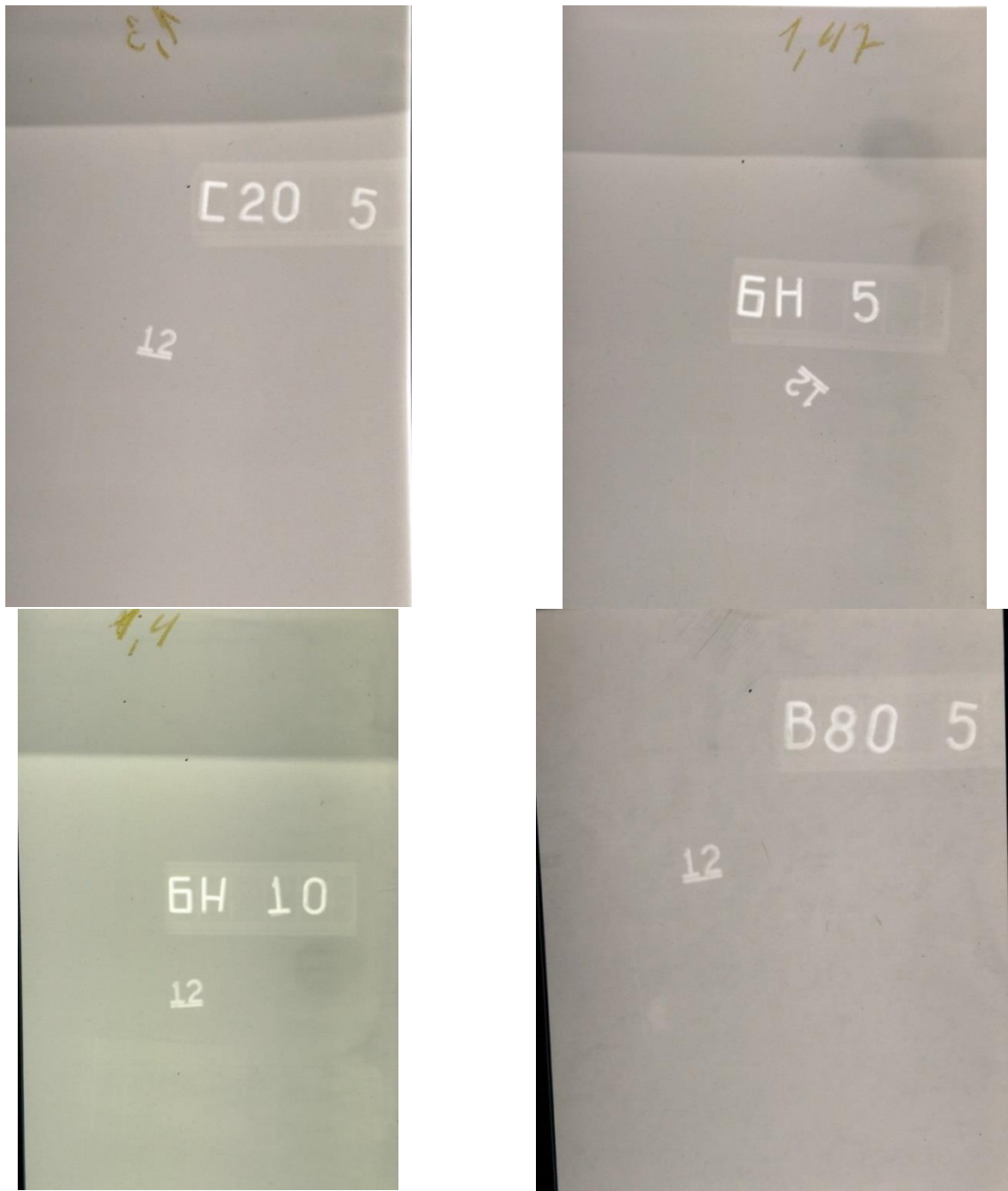


Рисунок 4.7. Радиограммы РЗМ со свинцовым, вольфрамовым наполнителями и без наполнителя, полученные с использованием гамма-излучения

4.2.3. Исследование сплошности образцов защитных материалов с помощью рентгеновского излучения

Экспериментальные исследования образцов гомогенных радиационно-защитных материалов проводились в лаборатории металлов АО «ЗАО ПО УЭМ» с помощью переносного рентгеновского аппарата РАП-300-5, применяемого для неразрушающего контроля изделий, материалов, сварных соединений направленным пучком рентгеновского излучения в условиях производственных цехов, строительных и монтажных площадок (рис. 4.8), (табл. 4.6).



Рисунок 4.8. Рентгеновский аппарат РАП-300-5

Таблица 4.6

Основные характеристики рентгеновского аппарата РАП-300-5

Характеристика	Значение
Максимальное анодное напряжение, кВ	300
Максимальный анодный ток, мА	5
Размер фокусного пятна трубки, мм	2,5×2,5
Номинальная толщина просвечивания (Fe), мм*	48
Напряжение питающей однофазной сети переменного тока, частотой 50/60 Гц, В	220

На рис. 4.9-4.10 приведены изображения радиограмм, в табл. 4.7-4.8 – параметры просвечивания следующих образцов РЗМ:

- матрица толщиной 10 мм с содержанием барита 90 % (Б90-10);
- матрица толщиной 10 мм с содержанием барита 75 % (Б75-10);
- матрица толщиной 5 мм с содержанием барита 90 % (Б90-5);
- матрица толщиной 10 мм с содержанием барита 25 % (Б25-10);
- матрица толщиной 5 мм с содержанием свинца 50 % (С50-5);
- матрица толщиной 10 мм с содержанием свинца 20 % (С20-10);
- матрица толщиной 5 мм с содержанием свинца 20 % (С20-5);
- матрица толщиной 5 мм с содержанием вольфрама 80 % (В80-5).



Рисунок 4.9. Радиограммы РЗМ с баритовым наполнителем, полученные с использованием рентгеновского излучения

Параметры проведения радиографии

Обозначение образца	Толщина образца, мм	Наполнитель, %	Напряжение U (кВ)	Время экспозиции t , с	Сила тока I , мА	Фокусное расстояние f , см	Плотность снимка
Б90-10	10	Барит, 90	200	30	4	30	1,9
Б75-10	10	Барит, 75	200	50	4	30	1,7
Б90-5	5	Барит, 90	200	15	4	30	2,2
Б25-10	10	Барит, 25	200	10	4	30	1,7

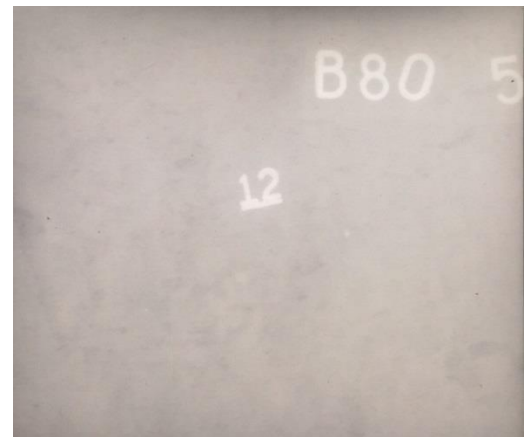
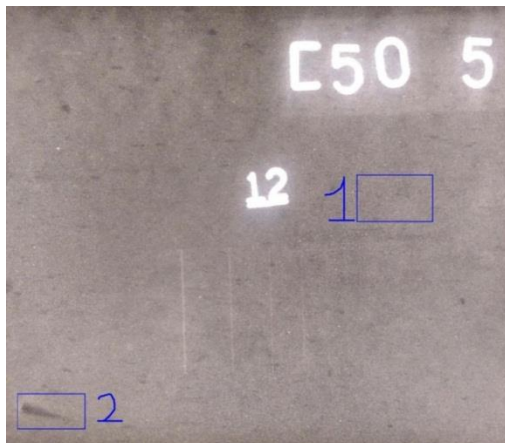
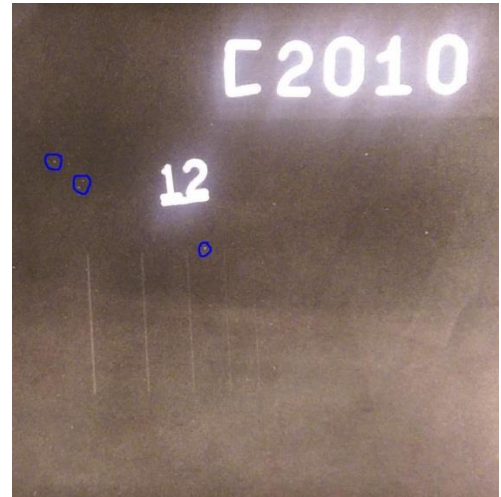
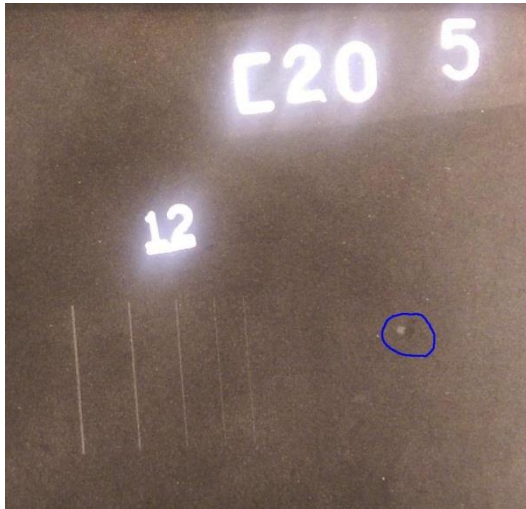


Рисунок 4.10. Радиограммы РЗМ со свинцовым наполнителем, полученные с использованием рентгеновского излучения

Параметры проведения радиографии

Обозначение образца	Толщина образца, мм	Наполнитель, %	Напряжение U , кВ	Время экспозиции t , с	Сила тока I , мА	Фокусное расстояние f , см	Плотность снимка
С20-5	5	Свинец, 20	200	20	4	30	2,03
С20-10	10	Свинец, 20	200	50	4	30	2,5
С50-5	5	Свинец, 50	200	50	4	30	1,7
В80-5	5	Вольфрам, 80	200	65	4	30	1,7

4.2.4. Исследование сплошности образцов РЗМ с помощью комплекса цифровой радиографии «Градиент» на основе сканера HD – CR 35 NDT

Просвечивание образцов РЗМ с помощью рентгеновского аппарата и исследование их изображений, полученных на запоминающей пластине многоразового использования, с помощью аппаратно–программного комплекса для компьютерной радиографии (далее комплекса КЦР «Градиент») на основе цифрового рентгеновского сканера HD–CR35NDT КЦР «Градиент» (рис.4.11.) были проведены в ОДМиТК Белоярской АЭС.



Рисунок 4.11. Комплект сканера КЦР «Градиент»: 1 – входная щель; 2 – модуль удаления данных; 3 - монитор

В качестве детектора излучения используются гибкие многоразовые люминесцентные запоминающие пластины IP и HD – IP. После стандартной процедуры просвечивания контролируемого изделия с помощью рентгеновского аппарата экспонированная запоминающая пластина считывается путем сканирования лазерным лучом сканера HD – CR 35 NDT, который стимулирует эмиссию фотонов, пропорциональную локальной дозе рентгеновского излучения (рис. 4.12). Полученные сигналы усиливаются встроенным фотоумножителем, оцифровываются и передаются для обработки ПО «ВидеоРен Про» для формирования на экране монитора радиационного изображения контролируемого объекта.

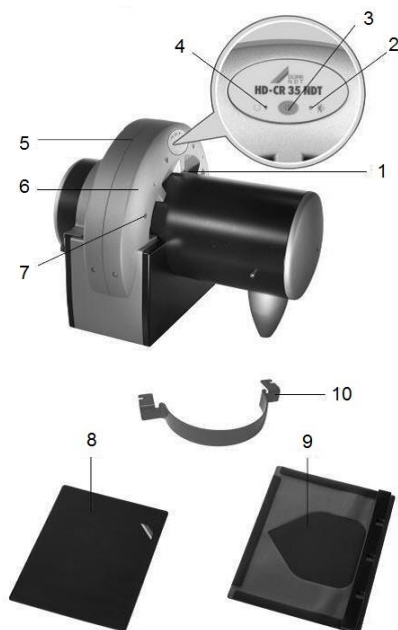


Рисунок 4.12. вид сканера: 1 – входная щель; 2 – желтый светодиод; 3 – кнопка включения-выключения; 4 – зеленый светодиод; 5 – модуль удаления данных; 6 – транспортный корпус; 7 – светодиодные индикаторы состояния; 8 – запоминающая пластина; 9 – защитная кассета; 10 – светозащитная дуга

Подготовка к радиографического контролю проводится в соответствии с требованиями НД. Защитная кассета с запоминающей пластиной⁴² устанавливается за исследуемым объектом контроля. Рабочая сторона запоминающей пластины должна быть обращена к источнику излучения.

После экспозиции среднее значение интенсивности оценивается с помощью инструмента профиля интенсивности (яркости). Сканер преобразует информацию об изображении, хранящуюся на запоминающей пластине, в цифровую форму. Затем с пластины удаляются данные.

Примеры дефектограмм образцов гомогенных РЗМ, полученные при экспериментальных испытания с помощью КЦР «Градиент» представлены на рис. 4.13.

⁴² При первом использовании запоминающей пластины раз (или после перерыва в использовании более 24 часов) ее необходимо предварительно стереть.

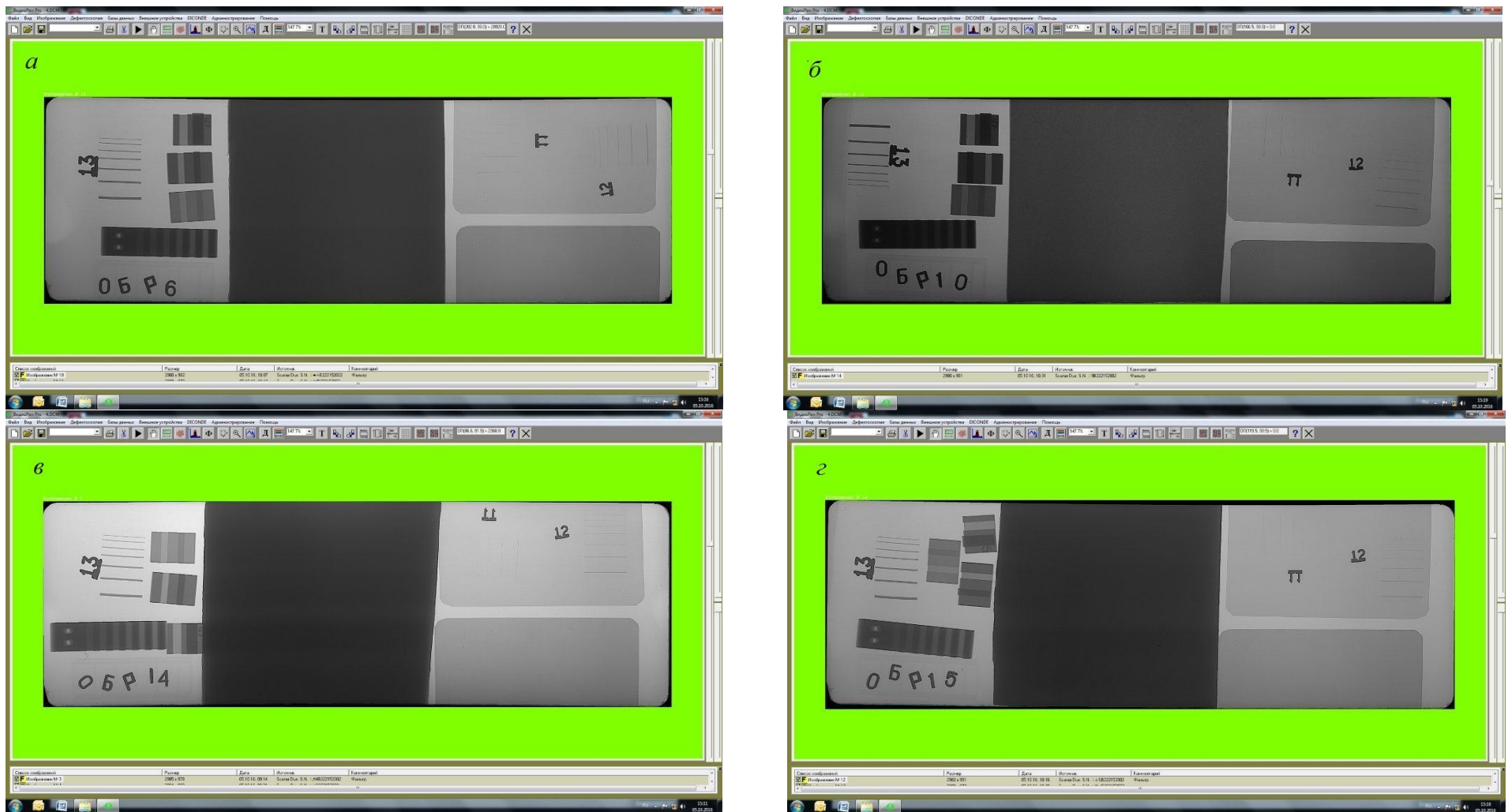


Рисунок 4.13.. Цифровые радиографические изображения образцов РЗМ с различными наполнителями: *a* – барит 75%, толщина 5 мм; *б* – свинец 20%, толщина 5 мм; *в* – свинец 80%, толщина 10 мм; *г* – вольфрам 80%, толщина 5 мм

4.3. Расчетное исследование поглощающих свойств гомогенных РЗМ

Кратность ослабления мощности дозы γ -излучения защитным материалом с различной концентрацией поглотителей (барита, свинца, вольфрама) определялась с помощью высокопрецизионных расчетных кодов, реализующих метод Монте-Карло (определения переноса совокупности нейтронов, фотонов, электронов с непрерывной энергией в обобщенной геометрии и с зависимостью от времени) [148], [149].

Расчетная модель включает в себя точечный источник γ -излучения, детектор γ -излучения в виде сферы диаметром 20 мм, заполненной воздухом и защитный материал в виде квадратной пластины определенной толщины d со стороной 500 мм (рис.4.14).

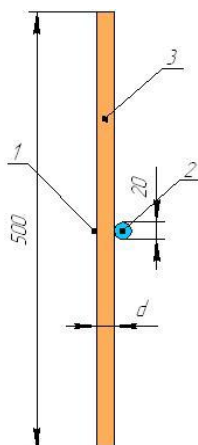


Рисунок 4.14. Схема расчетной модели: 1 – точечный источник γ -излучения; 2 – детектор γ -излучения; 3 – защитный материал; d – толщина защитного материала

Рассмотрены пять точечных источников γ -излучения с различными энергиями γ -квантов. Выбор источников γ -излучения для проведения исследований определялся, во-первых, проведенным анализом изотопного состава радиоактивных загрязнений на оборудовании и трубопроводах АЭС с реакторами различных типов (ВВЭР, РБМК, БН). На основании результатов анализа были выявлены характерные изотопы, определяющие требования к радиационной защите. При этом было выявлено значительное различие для реакторных

установок с водным и натриевым теплоносителем [7]. Во-вторых, выбор энергетических линий γ -излучения от точечного источника, принятых в расчете, определялся исходя из возможности получения радиоактивных изотопов на исследовательском ядерном реакторе ИВВ-2М по следующим критериям:

- наличие в облученном материале источника энергетических линий γ -излучения, соответствующих одному заранее заданному радионуклиду;
- простота получения на исследовательском ядерном реакторе;
- возможность дальнейшей работы с полученным «реальным» источником после облучения исходного материала при минимальных дозовых нагрузках на персонал.

Всем этим критериям удовлетворяют аттестованные нейтронно-активационные детекторы, применяемые в качестве средств измерения плотности потока нейтронов в активной зоне реактора.

В таблице 4.9 показаны энергетические линии γ -излучения от точечного источника, применяемые в расчете, и радионуклиды, полученные в ходе эксперимента. Линии с $E < 0,01$ МэВ не вносят вклад в мощность дозы от полученных источников γ -излучения, т.к. γ -кванты таких энергий практически полностью поглощаются в материале источника.

Расчет кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитными материалами выполнен по схеме:

- расчет мощности поглощенной дозы детектором γ -излучения от источника γ -излучения, когда объем защитного материала задавался воздухом;
- расчет мощности поглощенной дозы детектором γ -излучения от источника γ -излучения при задании защитного материала типа Абрис РЗ;
- определение кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитным материалом по отношению результатов первого расчета ко второму.

Источники γ -излучения

Источник гамма- излучения	Основные энергетические линии γ -излучения, МэВ	Выход гамма –квантов, %
^{60}Co	1,333	100
	1,173	100
^{58}Co	1,675	0,5
	0,864	0,7
	0,811	99,4
	0,511	29,9
^{198}Au	1,088	0,2
	0,690	0,8
	0,676	1,0
	0,412	95,5
	0,080	0,6
	0,071	0,1
^{54}Mn	0,835	99,9
^{24}Na	2,754	99,9
	1,369	99,9

Расчеты кратности ослабления мощности дозы γ -излучения от рассматриваемых источников проведены для всех изготовленных образцов защитного материала Абрис в зависимости от толщины материала.

4.4. Получение источников γ -излучения

4.4.1. Описание и характеристики реактора ИВВ-2М

Источники γ -излучения получены в исследовательском ядерном реакторе (далее реактор) ИВВ-2М [150], [151]. Реактор ИВВ-2М является легководным бассейнового типа. Номинальная тепловая мощность реактора - 15 МВт. Бассейн реактора расположен в бетонном массиве и в горизонтальном сечении представляет собой эллипс с размерами по осям 1800x4300 мм и высотой 8000 мм (рис. 4.15-4.16).

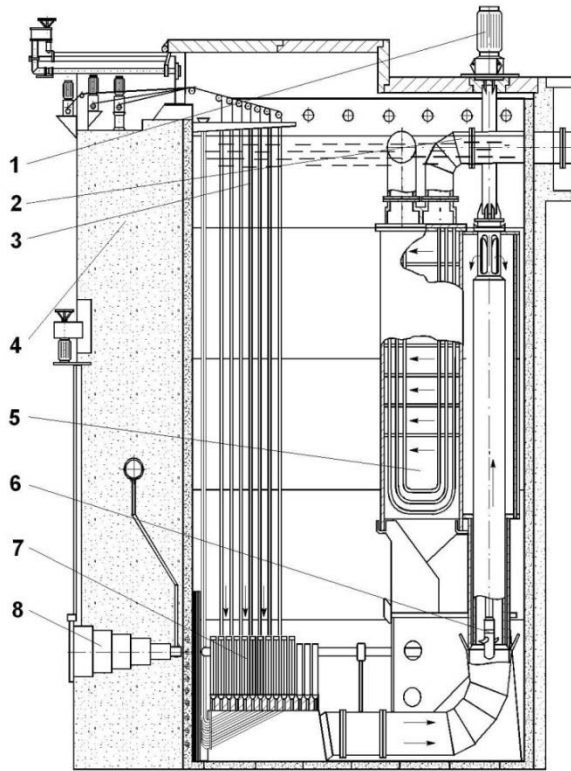


Рисунок 4.15. Конструкция реактора ИВВ-2М (вертикальное сечение): 1 – электродвигатель насоса; 2 – трубопровод второго контура охлаждения; 3 – приводы стержней регулирования; 4 – бетонный массив; 5 – теплообменник; 6 – насос; 7 – активная зона; 8 – горизонтальный экспериментальный канал.

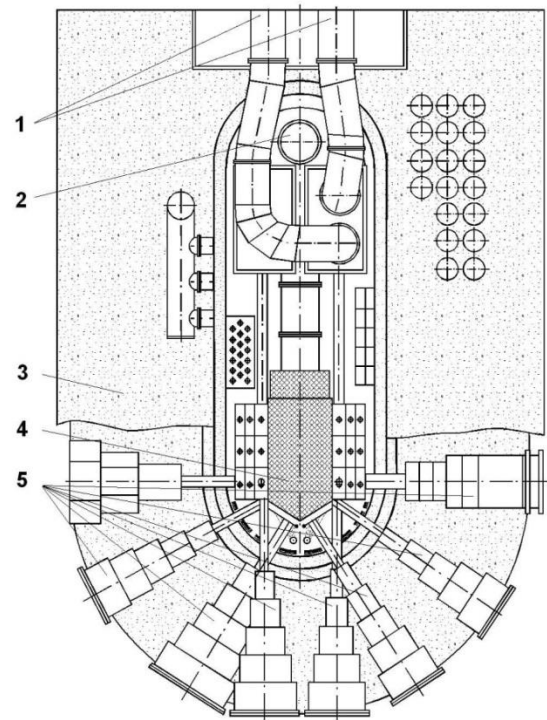


Рисунок 4.16. Конструкция реактора ИВВ-2М (горизонтальное сечение): 1 – трубопроводы второго контура охлаждения; 2 – теплообменник; 3 – бетонный массив; 4 – активная зона; 5 – горизонтальные экспериментальные каналы

Стрелками обозначено направление движения теплоносителя 1-го контура. В качестве теплоносителя первого контура используется химобессоленная вода. Она же является торцевым отражателем и верхней биологической защитой. Боковым отражателем является бериллий.

Тепловыделяющие сборки (далее ТВС) состоят из пяти трубчатых шестигранных топливных элементов, коаксиально установленных между шестигранными чехловыми трубами. Конструкционным материалом сборок и оболочек топливных элементов служит сплав алюминия. Топливным слоем является двуокись урана, обогащенного до 90% по ^{235}U , диспергированная в

алюминиевой матрице. На рисунках 4.17-4.18 представлены вертикальный и горизонтальный разрезы ТВС.

Для получения источников γ -излучения использован «мокрый» канал, представляющий из себя алюминиевую трубу $\text{Ø}29 \times 1$ длиной 7,5 метров. «Мокрый» канал устанавливался в полость, образованную внутренней чехловой трубой тепловыделяющей сборки реактора. Для облучения детекторов использовались две ячейки активной зоны реактора. Облучение детекторов в реакторе производилось на мощности от 13,7 до 15 МВт.

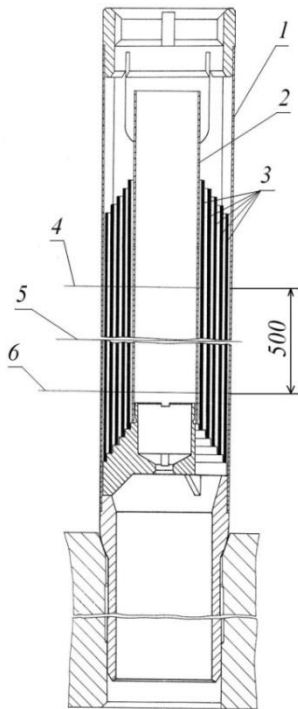


Рисунок 4.17. Вертикальный разрез тепловыделяющей сборки ИВВ-2М: 1 – внешняя чехловая труба; 2 – внутренняя чехловая труба; 3 – тепловыделяющие элементы; 4 – верх активной зоны; 5 – центр активной зоны; 6 – низ активной зоны.

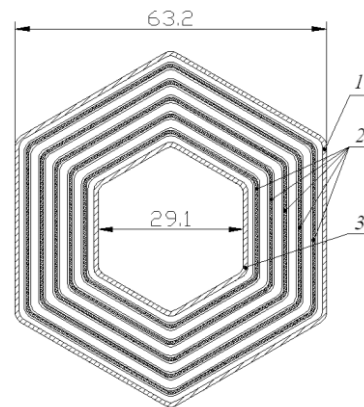


Рисунок 4.18. Горизонтальный разрез тепловыделяющей сборки ИВВ-2М: 1 – внешняя чехловая труба; 2 – тепловыделяющие элементы; 3 – внутренняя чехловая труба.

4.4.2. Условия получения и характеристики источников γ -излучения

В качестве мишеней для получения источников γ -излучения использованы активационные детекторы из аттестованных наборов (АКН-Т-10 №014, СН-60/10,

СН-65/11), основные характеристики которых представлены в таблице 4.10 [152], [153]. Детекторы (рис. 4.19) крепились на специальную державку (рис. 4.20), выполненную из алюминиевой трубки $\text{Ø}6 \times 1$, которая загружалась в «мокрый канал».



Рисунок 4.19. Нейтронно-активационные детекторы, облучаемые в реакторе ИВВ-2М: кобальт металлический (^{59}Co); никель металлический (^{58}Ni); золото, сплав с алюминием (^{197}Au); железо металлическое (^{54}Fe); алюминий металлический (^{27}Al)

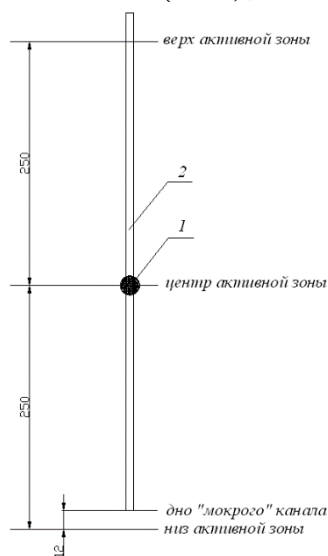


Рисунок 4.20. Положение державки с детектором относительно центра активной зоны ИВВ-2М: 1 – активационный детектор; 2 – державка из алюминиевой трубки

При облучении мишени нейтронным потоком помимо «основной» реакции, в ходе которой нарабатывается нуклид-источник, протекают «мешающие» реакции. Вклад в мощность дозы излучения от нуклидов, являющихся продуктами «мешающих» реакций, необходимо учитывать в процессе использования источника γ -излучения, либо выдерживать источник после облучения для снижения мощности дозы от короткоживущих «мешающих» нуклидов.

Основные характеристики активационных детекторов

Детектор	Нуклид-мишень	Процентное содержание нуклида-мишени в детекторе, %	Масса, мг	Количество ядер нуклида-мишени
Кобальт металлический	^{59}Co	100,0	18,13	$1,870 \cdot 10^{20}$
Никель металлический	^{58}Ni	68,27	125,0	$8,758 \cdot 10^{20}$
Золото, сплав с алюминием	^{197}Au	1,011	18,0	$5,657 \cdot 10^{17}$
Железо металлическое	^{54}Fe	5,85	450,4	$2,838 \cdot 10^{20}$
Алюминий металлический	^{27}Al	100,0	38,15	$8,428 \cdot 10^{20}$

Пороговые детекторы облучались в кадмиевом экране, вследствие чего отсекались «мешающие» реакции, протекающие на тепловых нейтронах. В таблицах 4.11 представлены «основные» и «мешающие» реакции и необходимое время выдержки источников.

Таблица 4.11

Реакции, протекающие в мишени при получении источника γ -излучения

Детектор	«Основные» реакции	Период полураспада «основных» нуклидов	«Мешающие» реакции	Период полураспада «мешающих» нуклидов [154]	Время выдержки детекторов
Кобальт металлический	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	5,272 года	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60\text{m}}\text{Co}$	10,5 мин	1,5 ч
Никель металлический*	$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	70,78 сут	$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58\text{m}}\text{Co}$	9,1 ч	3 сут
Золото, сплав с алюминием	$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$	2,68 сут	$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	14,97 ч	4,5 сут
			$^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$	9,45 мин	
			$^{27}\text{Al}(n, \gamma)^{28}\text{Al}$	2,24 мин	
Железо металлическое*	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	312,3 сут	$^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$	2,57 ч	1 сут
Алюминий металлический*	$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	14,97 ч	$^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$	9,45 мин	1,5 ч

* – мишень облучалась в кадмиевом экране

Спектр γ -излучения полученных источников

Источник γ -излучения	Гамма-постоянная, (Р·см ²)/(ч·мКи)	Основные энергетические линии γ -излучения, МэВ	Выход γ -квантов, %
Co^{60}	12,953	1,333	100
		1,173	100
Co^{58}	6,464	1,675	0,5
		0,864	0,7
		0,811	99,4
		0,511	29,9
Au^{198}	2,436	1,088	0,2
		0,690	0,8
		0,676	1,0
		0,412	95,5
		0,080	0,6
		0,071	0,1
Mn^{54}	5,331	0,835	99,9
Na^{24}	18,273	2,754	99,9
		1,369	99,9

Линии с $E < 0,01$ МэВ не вносят вклад в мощность дозы от полученных источников γ -излучения, т.к. γ -кванты таких энергий практически полностью поглощаются в материале источника [155].

В таблице 4.13 приведены характеристики полученных источников γ -излучения ^{60}Co , ^{58}Co , ^{198}Au , ^{54}Mn , ^{24}Na , использованных при проведении эксперимента.

Таблица 4.13

Характеристики полученных источников γ -излучения

Источник γ -излучения	Время облучения, мин	Активность на конец облучения, Бк	Активность на момент измерения, Бк	Мощность дозы во время измерений на расстоянии 90 мм, мкЗв/ч	
				эксперимент	расчет
^{60}Co	20,0	$3,40 \cdot 10^6$	$3,40 \cdot 10^6$	151	147
^{58}Co	108,0	$6,83 \cdot 10^6$	$6,83 \cdot 10^6$	144	147
^{198}Au	15,0	$3,45 \cdot 10^7$	$1,73 \cdot 10^7$	146	141
^{54}Mn	1680,0	$9,45 \cdot 10^6$	$9,45 \cdot 10^6$	166	168
^{24}Na	60,0	$2,77 \cdot 10^6$	$9,10 \cdot 10^5$	55	56

Для облучения детекторов использованы две ячейки активной зоны реактора – ячейка 4-7 и центральная ячейка 7-8 (первая цифра обозначает номер ряда,

вторая – номер ячейки в этом ряду). Компоновка активной зоны реактора на момент облучения детекторов соответствовала картограмме №748 (рис. 4.21).

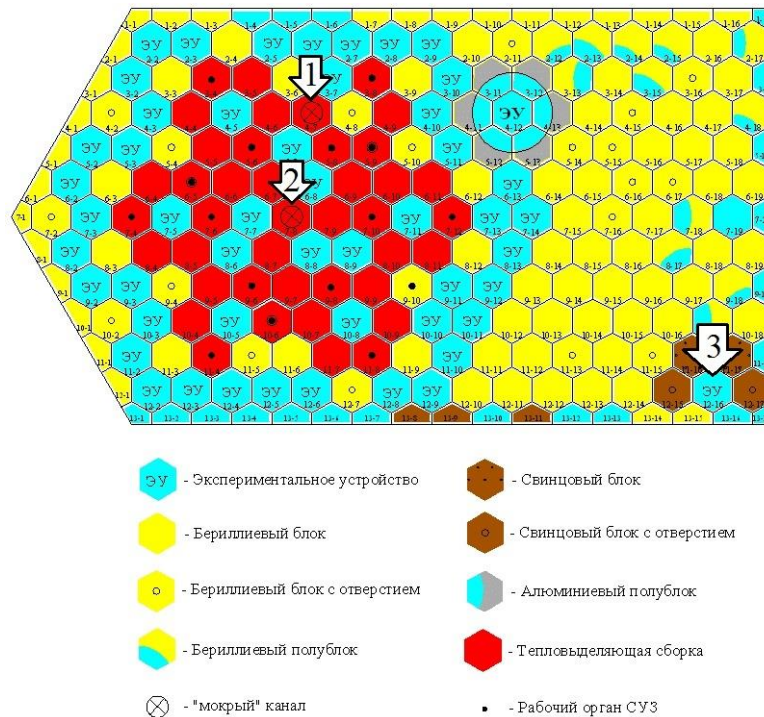


Рисунок 4.21. Картограмма активной зоны: 1 – ячейка 4-7; 2 – ячейка 7-8; 3 – сухой канал АК-1

4.5. Экспериментальное определение кратности ослабления РЗМ

4.5.1. Приспособление и приборы для проведения измерений

Для проведения измерений кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитными материалами использовалось специальное приспособление [152]. Оно включает в себя: деревянную раму размером 500×500 мм на ножках, к плоскости которой закреплен лист размером 500×500 мм из органического стекла толщиной 3 мм; подставку под измерительный прибор; измерительный прибор. К центру органического стекла крепился источник γ -излучения, а высота подставки под прибор рассчитана таким образом, чтобы ось, проходящая через чувствительный элемент измерительного прибора и источник гамма-излучения, образовывала нормаль к плоскости рамы. Подставка под измерительный прибор жестко прикреплена к двум параллельным ножкам, расположенным по одну

сторону рамки. Вся конструкция имеет жесткое соединение и исключает самопроизвольное перемещение измерительного прибора относительно источника γ -излучения. Расстояние от чувствительной части измерительного прибора до источника γ -излучения составляло 90 мм. Между источником излучения и чувствительным элементом прибора устанавливались образцы исследуемого материала Абрис (рис. 4.22-4.23).

В качестве измерительного прибора использовался ДКС-АТ1123 («Дозиметр рентгеновского и γ -излучения», поверен⁴³ 16.12.2011 г.). Принцип действия дозиметра основан на использовании высокочувствительного метода сцинтилляционной дозиметрии с применением пластмассового детектора и фотоэлектронного умножителя. Диапазон измерений мощности дозы γ -излучения составляет от 50 нЗв/ч до 10 Зв/ч, по энергии излучения - от 15 кэВ до 10 МэВ. Алгоритм работы прибора помимо оперативных показаний обеспечивает статистическую обработку результатов измерений и оценку статистических флуктуаций. При измерениях мощности дозы приборная ошибка составляла не более 1%.

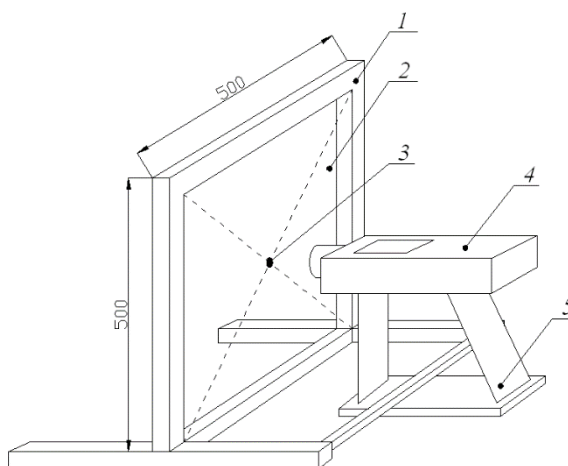


Рисунок 4.22. Приспособление для проведения измерений кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитными материалами: 1 – рама из деревянного бруска; 2 – лист из органического стекла; 3 – место для установки источника γ -излучения ; 4 – приемник ДКС; 5 – подставка для приемника ДКС.

⁴³ Измерения проводились в период с 30.08.2012 г. по 03.09.2012 г. (Протоколы измерений №№Пк-595_09 - Пк-597_09)

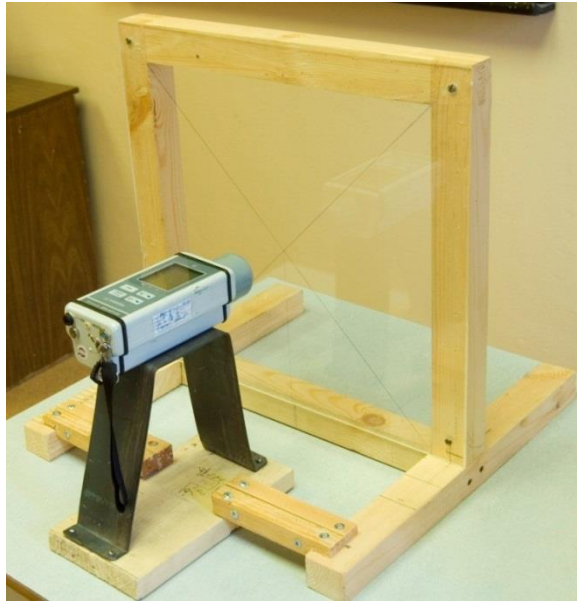


Рисунок 4.23. Приспособление для проведения измерений кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитными материалами

4.5.2. Измерение кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитными материалами

Образцы защитных материалов были изготовлены в виде листов размерами 500×500 мм толщиной 5, 10, 15, 20 мм с содержанием наполнителя (барита, свинца и вольфрама) от 20 до 90% по массе на основании полученных результатов расчета (см. рис.4.1).

В табл. 4.14 представлен список образцов радиационно-защитных материалов, а также их химический состав.

Кратность ослабления мощности дозы γ -излучения защитным материалом определяется по формуле

$$k = \frac{H_0 - H_{фон}}{H - H_{фон}} \quad (4.1)$$

где:

$H_{фон}$ – фоновое значение мощности дозы γ -излучения в помещении;

H_0 – значение мощности дозы от «голого» источника γ -излучения;

H – значение мощности дозы γ -излучения от источника закрытого защитным материалом.

Таблица 4.14

Химический состав защитных материалов

№ п/п	Наименование защитного материала	Толщина, мм	Плотность, г/см ³	Массовая доля химических элементов, входящих в защитный материал, %					
				BaSO ₄	Pb	CaCO ₃	W	Углероды	Асбест
1	Абрис РЗнк-03 (W, 80%)	5	4,15	-	-	-	80	15	5
2	Абрис РЗнк-02 (Pb, 20%)	5	2,0	-	20	53	-	20	7
		10							
		15							
		20							
3	Абрис РЗнк-02 (Pb, 50%)	5	2,7	-	50	25	-	18	7
		10							
		15							
		20							
4	Абрис РЗнк-02 (Pb, 80%)	5	4,0	-	80	-	-	13	7
		10							
		15							
5	Абрис РЗнк-01 (BaSO ₄ , 25%)	5	1,96	25	-	50	-	18	7
		10							
		15							
6	Абрис РЗнк-01 (BaSO ₄ , 50%)	5	2,25	50	-	25	-	18	7
		10							
		15							
7	Абрис РЗнк-01 (BaSO ₄ , 75%)	5	2,43	75	-	-	-	18	7
		10							
		15							
8	Абрис РЗнк-01 (BaSO ₄ , 90%)	5	2,87	90	-	-	-	10	-
		10							
		15							
9	Абрис РЗнк-0 (CaCO ₃ , 80%)	5	1,95	-	-	80	-	20	-
		10							
		15							

Измерение кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитными материалами выполнено по схеме:

1. Измерение фонового значения мощности дозы γ -излучения в помещении;
2. Измерение мощности дозы от «голого» источника γ -излучения;

3. Измерение мощности дозы γ -излучения от источника закрытого защитным материалом (рисунки 4.24, 4.25);
4. Расчет кратности ослабления мощности дозы γ -излучения защитным материалом по формуле (4.1).

В процессе проведения измерений значение γ -фона в помещении составляло 0,45 мкЗв/ч.



Рисунок 4.24. Измерение мощности дозы от источника γ -излучения закрытого защитным материалом



Рисунок 4.25. Измерение мощности дозы от источника γ -излучения закрытого защитным материалом

4.5.3. Результаты эксперимента

Результаты измерений кратности ослабления представлены в таблицах 4.15-4.19 и представлены графиками, изображенными на рисунках 4.26-4.35.

Таблица 4.15

Кратность ослабления мощности дозы γ -излучения от источника Со-60
в зависимости от толщины защиты

Наименование защитного материала (номер партии, наполнитель и его содержание в %)	Толщина защиты, мм	Измеренная мощность дозы от источника, мкЗв/ч		Кратность ослабления k
		без защиты	с защитой	
Абрис РЗнк-02 (1043, Рb 20%)	5	151	149	1,01
	10	151	145	1,04
	15	151	139	1,09
	20	151	136	1,11
	25	151	130	1,16
	30	151	126	1,20
	35	151	120	1,26
	40	151	116	1,30
	45	151	111	1,36
	50	151	107	1,41
Абрис РЗнк-02 (1042, Рb 50%)	5	151	144	1,05
	10	151	138	1,09
	15	151	126	1,20
	20	151	121	1,25
	25	151	112	1,35
	30	151	105	1,44
	35	150	99	1,52
	40	150	92	1,63
	45	150	85	1,77
Абрис РЗнк-02 (1036, Рb 80%)	5	151	142	1,06
	10	151	134	1,13
	15	151	120	1,26
	20	151	108	1,40
	25	151	99	1,53
	30	151	87	1,74

Наименование защитного материала (номер партии, наполнитель и его содержание в %)	Толщина защиты, мм	Измеренная мощность дозы от источника, мкЗв/ч		Кратность ослабления k
		без защиты	с защитой	
Абрис РЗнк-03 (849, W 80%)	5	151	140	1,08
Абрис РЗнк-01 (659, BaSO4 25%)	5	151	148	1,02
	10	151	144	1,05
	15	151	140	1,08
	20	151	136	1,11
	25	151	130	1,16
	30	151	126	1,20
Абрис РЗнк-01 (653, BaSO4 50%)	5	151	146	1,03
	10	151	144	1,05
	15	151	139	1,09
	20	151	134	1,13
	25	151	131	1,15
	30	151	127	1,19
Абрис РЗнк-01 (648, BaSO4 75%)	5	151	147	1,03
	10	151	143	1,06
	15	151	137	1,10
	20	151	131	1,15
	25	151	127	1,19
	30	151	122	1,24
Абрис РЗнк-01 (642, BaSO4 90%)	5	151	147	1,03
	10	151	141	1,07
	15	151	137	1,10
	20	151	131	1,15
	25	151	124	1,22
	30	151	119	1,27
Абрис РЗнк-0 (671, CaCO3 80%)	5	151	149	1,01
	10	151	147	1,03
	15	151	143	1,06
	20	151	139	1,09
	25	151	136	1,11
	30	151	133	1,14

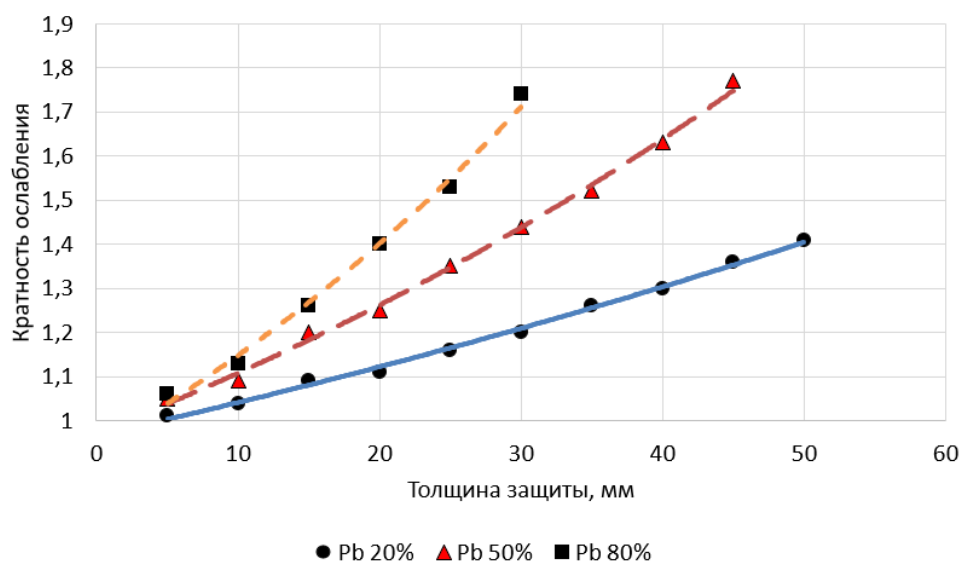


Рисунок 4.26. Зависимость кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источник $Co-60$) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-02 при различном содержании наполнителя

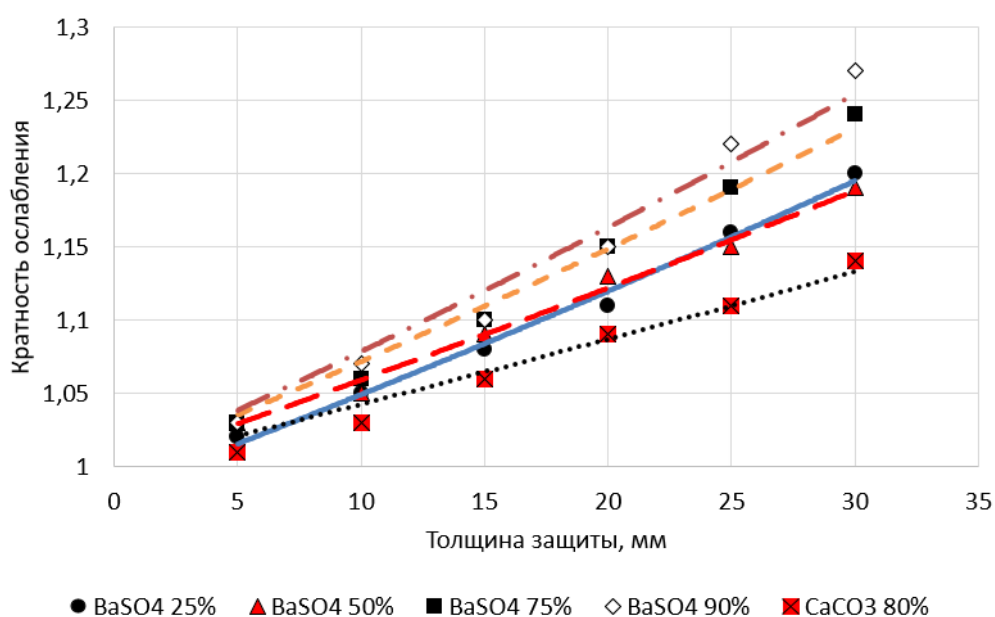


Рисунок 4.27 – Зависимость кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источник $Co-60$) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-0 и Абрис РЗнк-01 при различном содержании наполнителя

Кратность ослабления мощности дозы γ -излучения от источника
 Au-198 в зависимости от толщины защиты

Наименование защитного материала (номер партии, наполнитель и его содержание в %)	Толщина защиты, мм	Измеренная мощность дозы от источника, мкЗв/ч		Кратность ослабления k
		без защиты	с защитой	
Абрис РЗнк-02 (1043, Рb 20%)	5	146	137	1,07
	10	146	128	1,14
	15	146	116	1,26
	20	146	109	1,34
	25	146	98	1,49
	30	146	91	1,61
	35	146	81	1,81
	40	146	74	1,98
	45	146	67	2,19
Абрис РЗнк-02 (1042, Рb 50%)	5	146	124	1,18
	10	146	100	1,46
	15	146	80	1,83
	20	146	65	2,25
	25	146	53	2,77
	30	146	43	3,42
	35	146	34	4,34
	40	146	28	5,28
	Абрис РЗнк-02 (1036, Рb 80%)	5	146	98
10		146	77	1,90
15		146	50	2,94
20		146	33	4,47
25		146	25	5,93
30		146	17	8,79
Абрис РЗнк-03 (849, W 80%)	5	146	105	1,39
Абрис РЗнк-01 (659, ВаSO4 25%)	5	146	141	1,04
	10	146	134	1,09
	15	146	127	1,15
	20	146	120	1,22
	25	146	113	1,29
	30	146	106	1,38
Абрис РЗнк-01 (653, ВаSO4 50%)	5	146	137	1,07
	10	146	132	1,11
	15	146	125	1,17
	20	146	116	1,26
	25	146	109	1,34
	30	146	101	1,45
Абрис РЗнк-01 (648, ВаSO4 75%)	5	146	137	1,07
	10	146	126	1,16
	15	146	118	1,24
	20	146	108	1,35
	25	146	97	1,51
	30	146	88	1,66

Абрис РЗнк-01 (642, BaSO4 90%)	5	146	134	1,09
	10	146	122	1,20
	15	146	112	1,30
	20	146	101	1,45
	25	146	90	1,63
	30	146	80	1,83
Абрис РЗнк-0 (671, CaCO3 80%)	5	146	143	1,02
	10	146	140	1,04
	15	146	134	1,09
	20	146	129	1,13
	25	146	125	1,17
	30	146	121	1,21

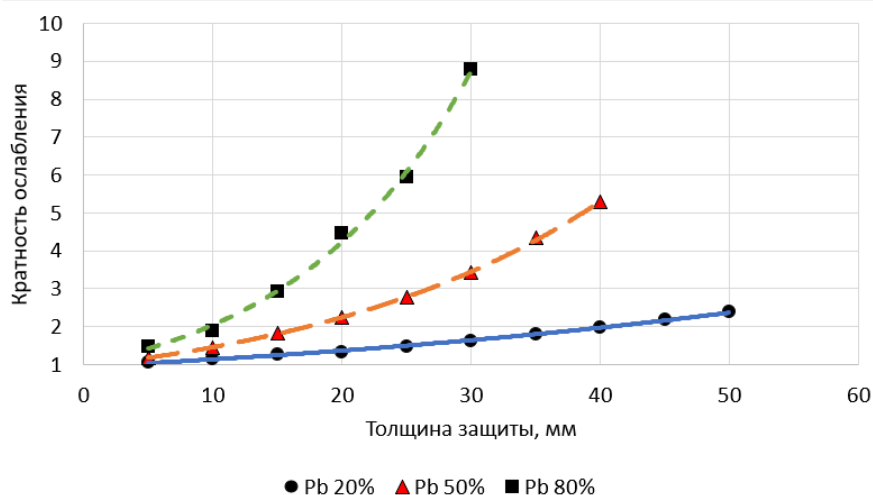


Рисунок 4.28 – Зависимость кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источник Au-198) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-02 при различном содержании наполнителя

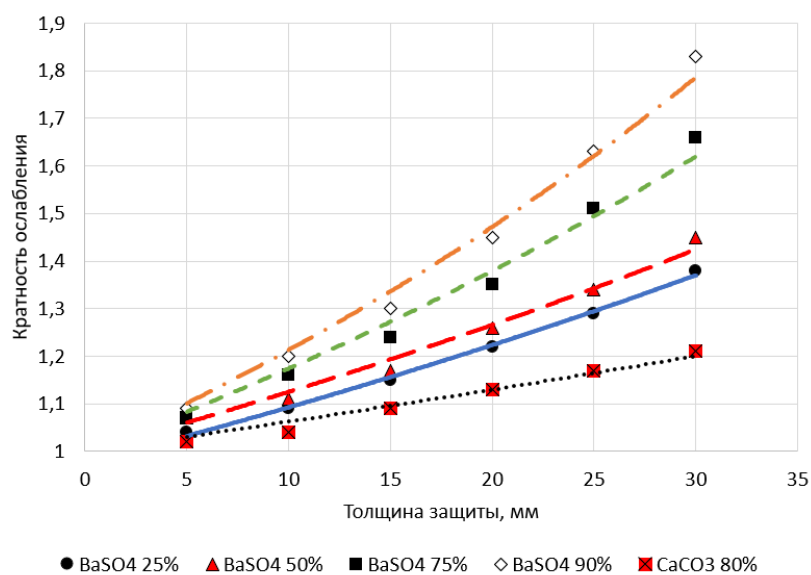


Рисунок 4.29. Зависимость кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источник Au-198) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-0 и Абрис РЗнк-01 при различном содержании наполнителя

Кратность ослабления мощности дозы γ -излучения от источника Со-58 в зависимости от толщины защиты

Наименование защитного материала (номер партии, наполнитель и его содержание в %)	Толщина защиты, мм	Измеренная мощность дозы от источника, мкЗв/ч		Кратность ослабления k
		без защиты	с защитой	
Абрис РЗнк-02 (1043, Рb 20%)	5	143	139	1,03
	10	143	133	1,08
	15	143	125	1,14
	20	143	122	1,17
	25	143	116	1,23
	30	143	110	1,30
	35	143	103	1,39
	40	143	98	1,46
	45	143	93	1,54
Абрис РЗнк-02 (1042, Рb 50%)	5	143	133	1,08
	10	143	122	1,17
	15	143	111	1,29
	20	143	99	1,45
	25	143	90	1,59
	30	143	81	1,77
	35	143	73	1,96
	40	143	66	2,17
Абрис РЗнк-02 (1036, Рb 80%)	5	144	125	1,15
	10	144	112	1,29
	15	144	93	1,55
	20	144	78	1,85
	25	144	70	2,06
	30	144	58	2,49
Абрис РЗнк-03 (849, W 80%)	5	144	127	1,13
Абрис РЗнк-01 (659, ВаSO4 25%)	5	144	140	1,03
	10	144	137	1,05
	15	144	131	1,10
	20	144	125	1,15
	25	144	120	1,20
	30	144	115	1,25
Абрис РЗнк-01 (653, ВаSO4 50%)	5	144	139	1,04
	10	144	135	1,07
	15	144	130	1,11
	20	144	124	1,16
	25	144	119	1,21
	30	144	114	1,26
Абрис РЗнк-01 (648, ВаSO4 75%)	5	144	139	1,04
	10	144	133	1,08
	15	144	127	1,13
	20	144	121	1,19
	25	144	113	1,28
	30	144	107	1,35

Абрис РЗнк-01 (642, BaSO4 90%)	5	144	138	1,04
	10	144	131	1,10
	15	144	125	1,15
	20	144	117	1,23
	25	144	110	1,31
	30	144	103	1,40
Абрис РЗнк-0 (671, CaCO3 80%)	5	144	140	1,03
	10	144	139	1,04
	15	144	135	1,07
	20	144	131	1,10
	25	144	128	1,13
	30	144	124	1,16

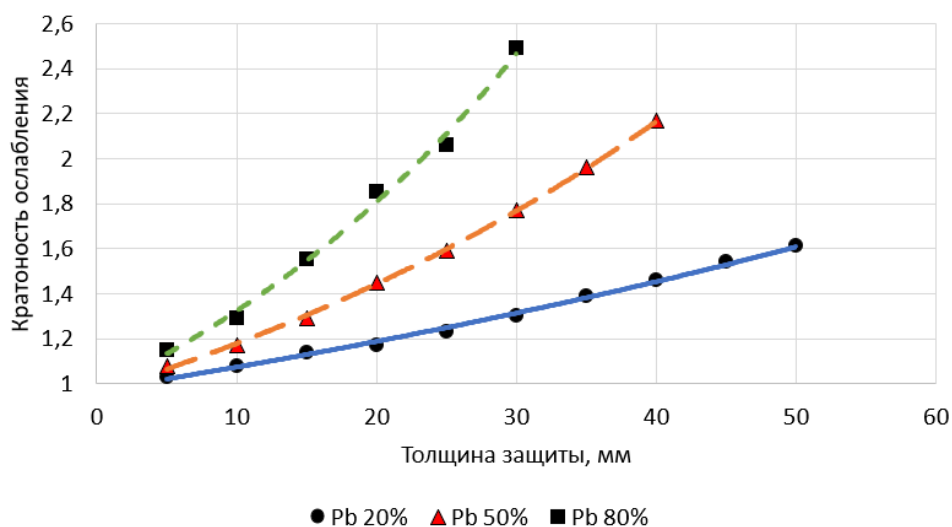


Рисунок 4.30 – Зависимость кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источник Co-58) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-02 при различном содержании наполнителя

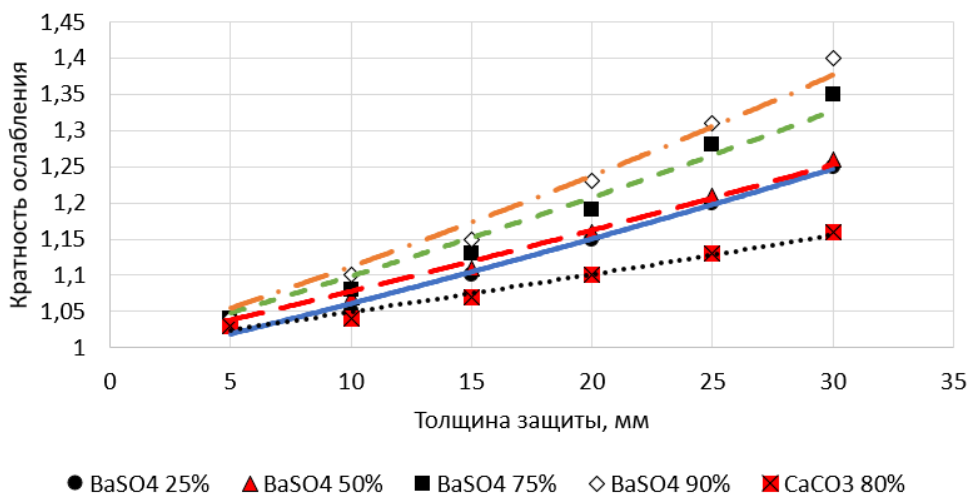


Рисунок 4.31. Зависимость кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источник Co-58) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-0 и Абрис РЗнк-01 при различном содержании наполнителя

Кратность ослабления мощности дозы γ -излучения от источника

Mn-54 в зависимости от толщины защиты

Наименование защитного материала (номер партии, наполнитель и его содержание в %)	Толщина защиты, мм	Измеренная мощность дозы от источника, мкЗв/ч		Кратность ослабления k
		без защиты	с защитой	
Абрис РЗнк-02 (1043, Рb 20%)	5	166	160	1,04
	10	166	156	1,06
	15	166	149	1,11
	20	166	143	1,16
	25	166	138	1,20
	30	166	132	1,26
	35	166	126	1,32
	40	166	121	1,37
	45	166	116	1,43
Абрис РЗнк-02 (1042, Рb 50%)	5	166	157	1,06
	10	166	147	1,13
	15	166	137	1,21
	20	166	128	1,30
	25	166	118	1,41
	30	166	110	1,51
	35	166	103	1,61
	40	166	95	1,75
	45	166	86	1,94
Абрис РЗнк-02 (1036, Рb 80%)	5	166	150	1,11
	10	166	138	1,20
	15	166	125	1,33
	20	166	110	1,51
	25	166	100	1,66
	30	166	88	1,89
Абрис РЗнк-03 (849, W 80%)	5	166	152	1,09
Абрис РЗнк-01 (659, ВаSO4 25%)	5	166	161	1,03
	10	166	155	1,07
	15	166	151	1,10
	20	166	146	1,14
	25	166	141	1,18
	30	166	137	1,21
Абрис РЗнк-01 (653, ВаSO4 50%)	5	166	161	1,03
	10	166	156	1,06
	15	166	152	1,09
	20	166	145	1,15
	25	166	140	1,19
	30	166	135	1,23
Абрис РЗнк-01 (648, ВаSO4 75%)	5	166	160	1,04
	10	166	154	1,08
	15	166	149	1,11
	20	166	142	1,17
	25	166	135	1,23
	30	166	129	1,29

Абрис РЗнк-01 (642, BaSO4 90%)	5	166	159	1,04
	10	166	152	1,09
	15	166	146	1,14
	20	166	137	1,21
	25	166	130	1,28
	30	166	125	1,33
Абрис РЗнк-0 (671, CaCO3 80%)	5	166	160	1,04
	10	166	158	1,05
	15	166	153	1,09
	20	166	149	1,11
	25	166	145	1,15
	30	166	140	1,19

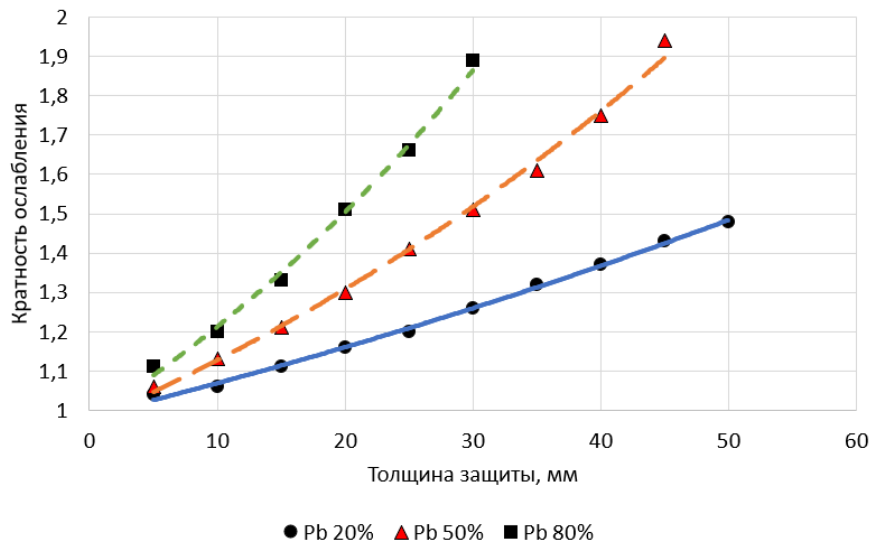


Рисунок 4.32 – Зависимость кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источник Mn-54) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-02 при различном содержании наполнителя

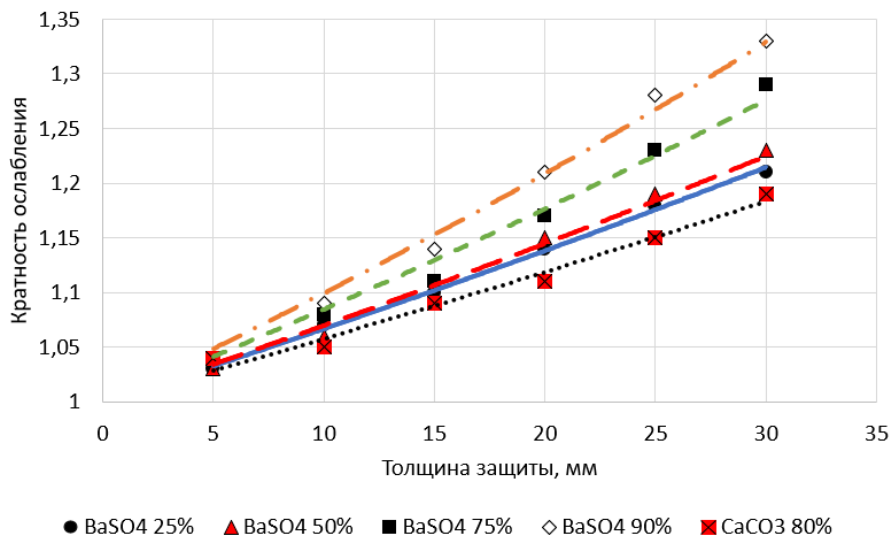


Рисунок 4.33. Зависимость кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источник Mn-54) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-0 и Абрис РЗнк-01 при различном содержании наполнителя

Кратность ослабления мощности дозы γ -излучения от источника

Na-24 в зависимости от толщины защиты

Наименование защитного материала (номер партии, наполнитель и его содержание в %)	Толщина защиты, мм	Измеренная мощность дозы от источника, мкЗв/ч		Кратность ослабления k
		без защиты	с защитой	
Абрис РЗнк-02 (1043, Рb 20%)	5	56	53	1,06
	10	56	51	1,10
	15	56	48	1,17
	20	56	47	1,19
	25	56	46	1,22
	30	56	45	1,25
	35	56	43	1,31
	40	56	42	1,34
	45	56	40	1,40
Абрис РЗнк-02 (1042, Рb 50%)	5	55	52	1,06
	10	55	49	1,12
	15	55	46	1,20
	20	55	44	1,25
	25	55	41	1,35
	30	55	39	1,42
	35	55	37	1,49
	40	55	35	1,58
	45	55	33	1,68
Абрис РЗнк-02 (1036, Рb 80%)	5	55	50	1,10
	10	55	47	1,17
	15	55	44	1,25
	20	55	40	1,38
	25	55	38	1,45
	30	55	34	1,63
Абрис РЗнк-03 (849, W 80%)	5	55	51	1,08
Абрис РЗнк-01 (659, ВаSO4 25%)	5	54	52	1,04
	10	54	50	1,08
	15	54	48	1,13
	20	54	47	1,15
	25	54	45	1,20
	30	54	44	1,23
Абрис РЗнк-01 (653, ВаSO4 50%)	5	55	51	1,08
	10	55	49	1,12
	15	55	48	1,15
	20	55	46	1,20
	25	55	45	1,22
	30	55	43	1,28
Абрис РЗнк-01 (648, ВаSO4 75%)	5	55	52	1,06
	10	55	49	1,12
	15	55	48	1,15
	20	55	46	1,20
	25	55	44	1,25
	30	55	43	1,28

Абрис РЗнк-01 (642, BaSO4 90%)	5	55	51	1,08
	10	55	49	1,12
	15	55	47	1,17
	20	55	45	1,22
	25	55	43	1,28
	30	55	42	1,31
Абрис РЗнк-0 (671, CaCO3 80%)	5	55	52	1,06
	10	55	51	1,08
	15	55	49	1,12
	20	55	48	1,15
	25	55	47	1,17
	30	55	46	1,20

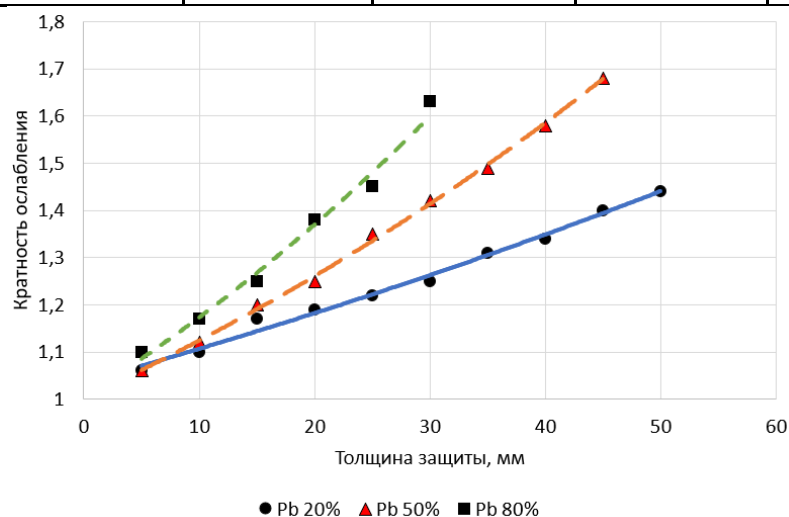


Рисунок 4.34. Зависимость кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источник Na-24) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-02 при различном содержании наполнителя

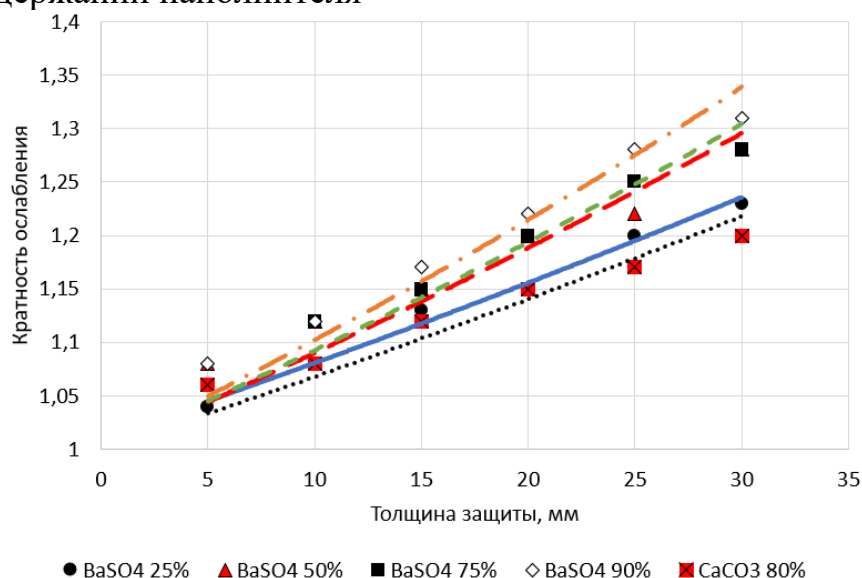


Рисунок 4.35 – Зависимость кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источник Na-24) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-0 и Абрис РЗнк-01 при различном содержании наполнителя

4.5.4. Сравнение расчетных и экспериментальных результатов

На рисунках 4.30-4.33 приведены результаты расчетной оценки и проведенных экспериментальных исследований зависимости кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (на примере изотопов ^{60}Co , ^{198}Au , ^{58}Co) от толщины защитного материала марки Абрис с наполнителями барит (содержание барита – 50 и 90%) и свинец (содержание свинца – 20 и 80%) [157].

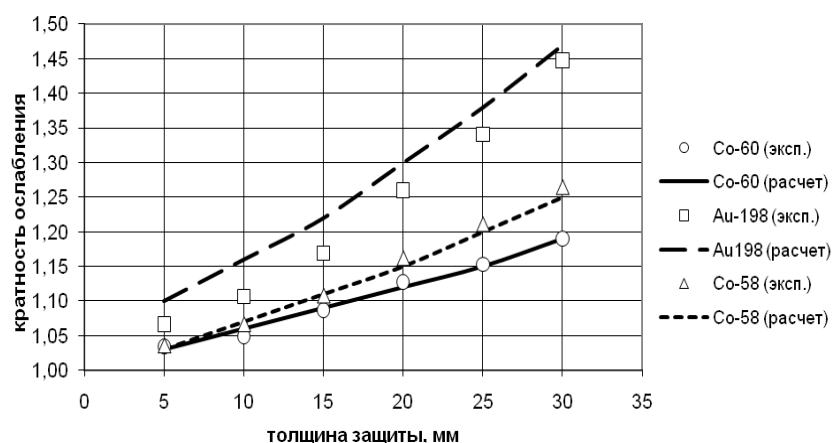


Рисунок 4.36. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источники ^{60}Co , ^{198}Au , ^{58}Co) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-01 с наполнителем BaSO_4 50%

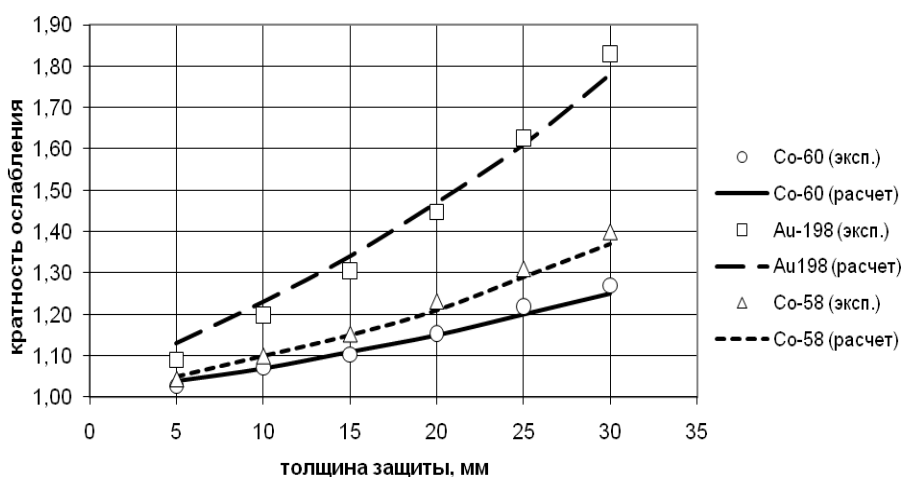


Рисунок 4.37. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источники ^{60}Co , ^{198}Au , ^{58}Co) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-01 с наполнителем BaSO_4 90%

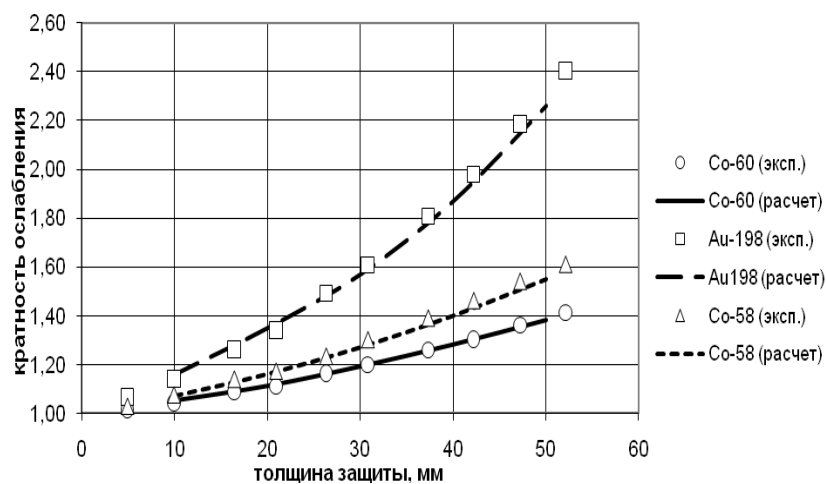


Рисунок 4.38. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источники ^{60}Co , ^{198}Au , ^{58}Co) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-02 с наполнителем Рб 20%

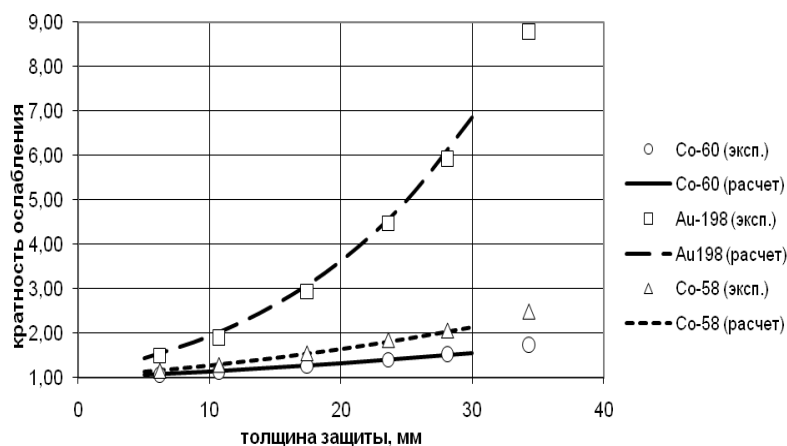


Рисунок 4.39. Расчетные и экспериментальные зависимости кратности ослабления мощности дозы γ -излучения (источники ^{60}Co , ^{198}Au , ^{58}Co) от толщины защитного материала марки Абрис РЗнк-02 с наполнителем Рб 80%

Как следует из сравнения результатов проведенного исследования коэффициентов ослабления мощности дозы γ -излучения гомогенными защитными материалами марки Абрис РЗ в зависимости от состава и толщины, отличие экспериментальных данных от значений, полученных расчетным методом, не превышает 5%.

4.5.5. Алгоритм оптимизации радиационной защиты для условий планируемого облучения

Алгоритм проектирования состава РЗМ с заданными ослабляющими свойствами по отношению к γ -излучению представлен на рис. 4.40. 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) [158], [159]. 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») [160], [161].

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

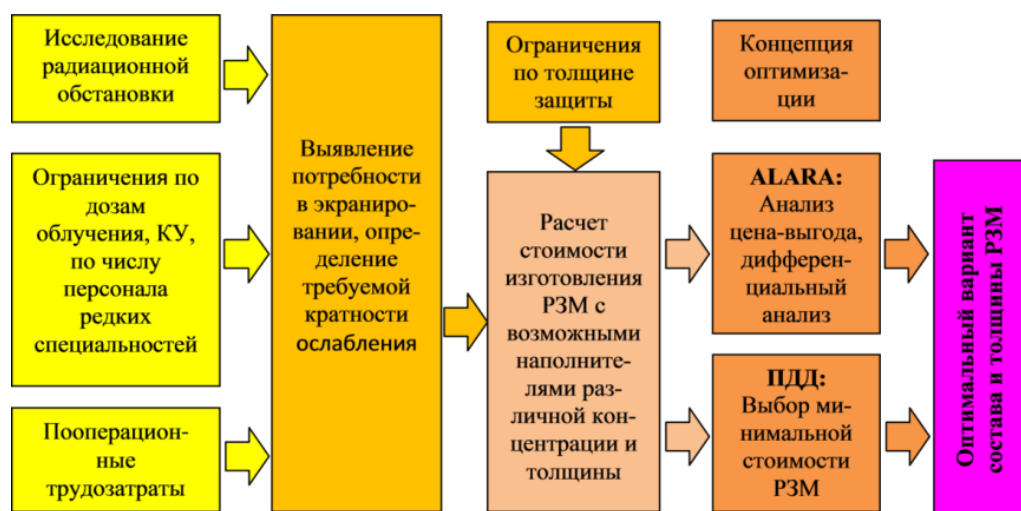


Рисунок 4.40. Алгоритм определения оптимального состава радиационно-защитного материала

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

4.6. Спектрометрические исследования РЗМ, облучаемых нейтронами

4.6.1. Общие сведения

Наличие в составе защитного материала Абрис РЗ легких химических элементов в сочетании с тяжелым наполнителем, а также положительные результаты предварительных испытаний материала по отношению к нейтронному излучению, проведенные в лабораторных условиях УрФУ [162], [163], позволяют прогнозировать возможность использования данного материала для защиты от комбинированного нейтронного и γ -излучения. В настоящее время предполагается проведение комплекса работ по расчетному обоснованию оптимального состава и экспериментальному исследованию защитных свойств гомогенных материалов по отношению к смешанному нейтронному и гамма-излучению.

При проектировании защиты от нейтронного излучения необходимо учитывать, что процесс поглощения эффективен для тепловых, медленных и резонансных нейтронов, поэтому быстрые нейтроны предварительно должны быть замедлены.

Средняя потеря энергии при упругом рассеянии максимальна на легких ядрах (например, водорода) и минимальна на тяжелых. Вероятность потери энергии при неупругом рассеянии возрастает на тяжелых ядрах и с увеличением энергии нейтронов. Тепловые нейтроны диффундируют через защиту до тех пор, пока не будут захвачены или не выйдут за ее пределы. Поэтому важно обеспечить быстрое поглощение медленных и тепловых нейтронов выбором наиболее эффективных поглотителей. После захвата тепловых нейтронов почти всегда возникает вторичное гамма-излучение, которое необходимо ослабить.

Таким образом, защита должна иметь в своем составе водород или другое вещество для замедления быстрых или промежуточных нейтронов при упругом рассеянии, тяжелые элементы с большой атомной массой для замедления быстрых нейтронов в процессе неупругого рассеяния и ослабления от захватного гамма-излучения, элементы с высоким эффективным сечением поглощения тепловых нейтронов [164], [165].

Особенностью проектирования защиты от нейтронного излучения является необходимость учета генерации (возникновения) вторичного гамма-излучения в результате взаимодействия нейтронов с атомами защитного материала, а также возникновение наведенной гамма-активности в результате активации элементов защитного материала проходящим нейтронным излучением. Поэтому одной из задач проводимых исследований является облучение образцов защитного материала нейтронным потоком в исследовательском реакторе ИВВ-2М для последующего спектрометрического анализа с целью определения номенклатуры продуктов активации, образующихся в образцах под действием нейтронного излучения.

4.6.2. Материалы и методы

Работы по исследованию продуктов активации, образующихся под действием нейтронного излучения в образцах РЗМ с различным составом наполнителей, были проведены автором диссертации совместно с Козловым А.В. в АО «ИРМ» [166].

Для определения номенклатуры продуктов активации, образцы защитного материала были подвергнуты нейтронному облучению.

Для облучения выбраны пять образцов. Порядковый номер образца и его характеристики представлены в таблице 4.20.

Облучение образцов проведено на исследовательском ядерном реакторе ИВВ-2М 17.06.2016г. в «сухом» канале АК-1 (см. рис. 4.21). Плотность потока

тепловых нейтронов ($E < 0,625$ эВ) в «сухом канале» составляла $\sim 2,9 \times 10^{11}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \times \text{с})$. Длительность облучения составила 10 минут.

Таблица 4.20

Характеристики облучаемых образцов защитного материала

№ образца	Название материала	Наполнитель	Массовое содержание наполнителя	Масса образца, г
1	Абрис РЗнк-01	BaSO ₄	25%	3,77
2	Абрис РЗнк-01	BaSO ₄	75%	4,57
3	Абрис РЗнк-01	BaSO ₄	90%	3,58
4	Абрис РЗнк-02	Pb	20%	2,34
5	Абрис РЗнк-03	W	80%	5,56

После облучения образцы были переданы на гамма-спектрометрические измерения. Измерения образцов начаты через 10 минут после окончания облучения [166]. Для гамма-спектрометрических измерений использовался поверенный радиометрический эталонный комплекс КРЭНА-ИВВ, предназначенный для измерения нейтронно-активационных детекторов и включающий в себя коаксиальный германиевый детектор типа GC 1019, многоканальный анализатор импульсов типа GammaFast и программное обеспечение Genie-2000 (Canberra) - рис.4.41.

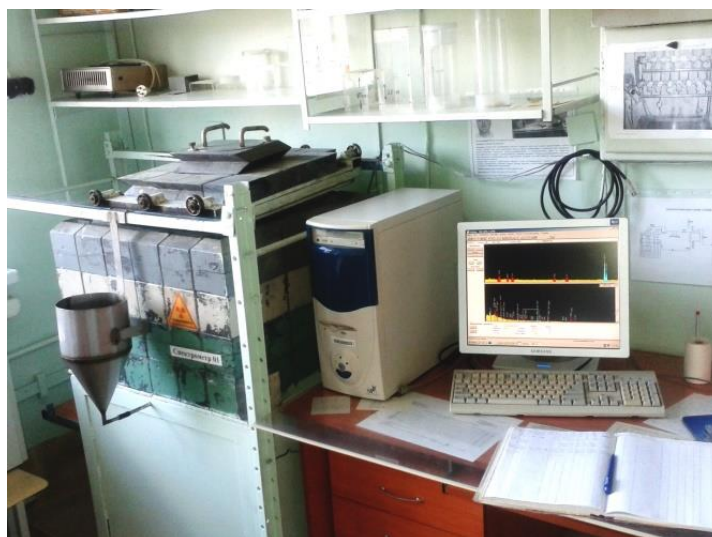


Рисунок 4.41. Гамма-спектрометрический комплекс

Измерения проводились по очереди для каждого образца в порядке возрастания присвоенного номера. Время экспозиции каждого образца составило

15 минут. Соответственно, общая длительность проведения измерений составила 1 час 15 минут.

В таблицах 4.21-4.25 и на рисунках 4.42-4.45 представлены результаты гамма-спектрометрических измерений. В представленных спектрах гамма-излучения использовано следующее обозначение цветов:

Желтым цветом – так называемая подложка. В неё входят фоновый спектр, собственные шумы детектора, различные паразитные явления и т.д.

Красным цветом обозначены синглеты, другими словами одиночные пики. Голубым цветом обозначены мультиплеты – это два и более пиков, перекрывающих друг друга. При мультиплете у двух соседних пиков образуется общая площадь. По специальному алгоритму программа распределяет эту площадь между соседними пиками.

Общая погрешность определения активности вычисляется по формуле⁴⁴

$$\sigma_{A(T)} = \sigma_A + \frac{\sigma_{sys} \cdot A}{100}, \quad (4.2)$$

σ_A – случайная погрешность активности A ; σ_{sys} – систематическая погрешность, %; A – измеренная активность, мкКи.

Указанная в результатах погрешность измерений складывается из погрешности определения высоты пика, погрешность определения площади синглетов и мультиплетов, степени идентификации нуклида, а так же методической и систематической погрешностей.

Таблица 4.21

Результаты измерений образца с наполнителем барит (25%, образец №1)

Нуклид	Достоверность идентификации, %	Средневзвешенная активность, Бк	Погрешность измерения, Бк
Na-24	36,2	$1,16 \times 10^4$	$7,17 \times 10^2$
Mg-27	92,5	$8,18 \times 10^5$	$4,26 \times 10^4$
Mn-56	97,9	$6,88 \times 10^5$	$2,09 \times 10^4$
Ba-139	99,9	$1,85 \times 10^7$	$6,76 \times 10^6$

⁴⁴ Руководство пользователя «Спектрометрическая система Genie-2000». Том 2. Canberra Industries.

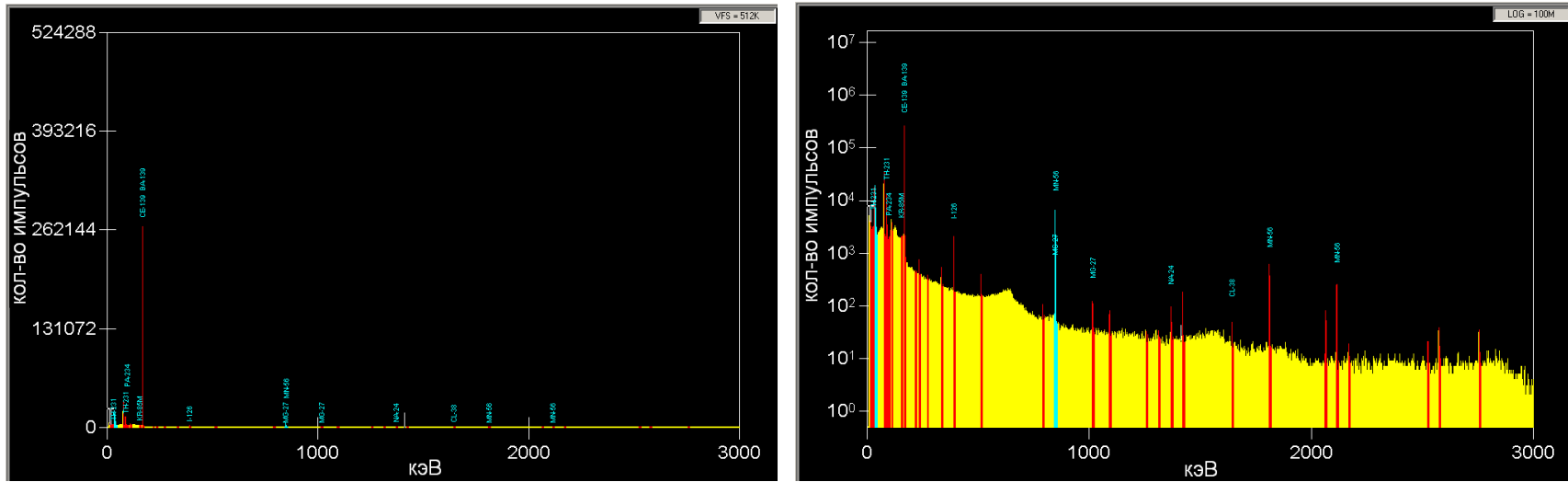


Рисунок 4.42. Спектр гамма-излучения образца №1 (барит 25%) в линейном (а) логарифмическом (б) масштабе

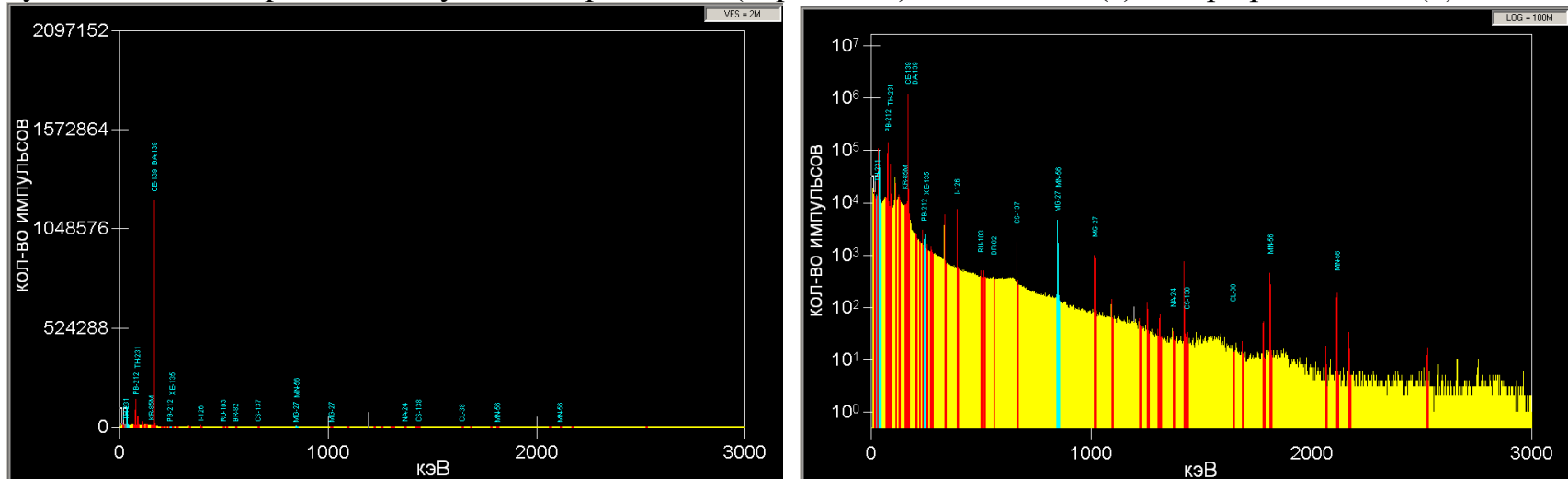


Рисунок 4.43. Спектр гамма-излучения образца №2 (барит 75%) в линейном (а) и логарифмическом (б) масштабе

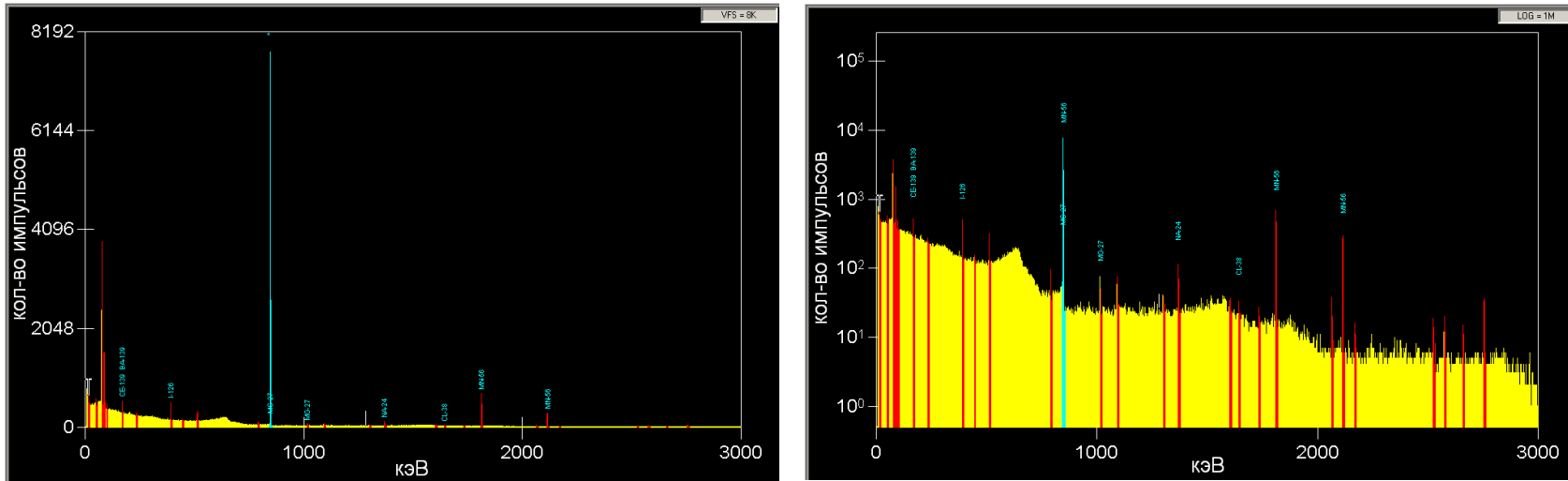


Рисунок 4.44. Спектр гамма-излучения образца №4 (свинец 20%) в линейном (а) и логарифмическом (б) масштабе

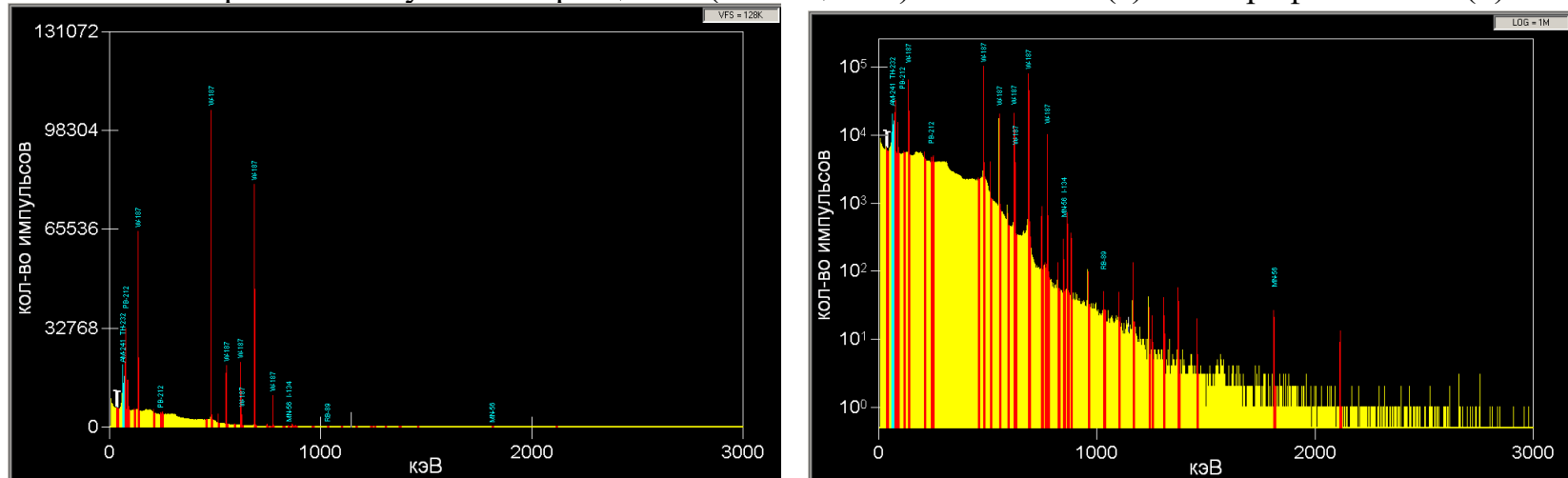


Рисунок 4.45. Спектр гамма-излучения образца №5 (вольфрам, 80%) в линейном (а) и логарифмическом (б) масштабе

Таблица 4.22

Результаты измерений образца с наполнителем барит (75%, образец №2)

Нуклид	Достоверность идентификации, %	Средневзвешенная активность, Бк	Погрешность измерения, Бк
Na-24	35,7	$4,26 \times 10^3$	$7,15 \times 10^2$
Mg-27	99,4	$1,04 \times 10^6$	$3,67 \times 10^4$
Mn-56	97,9	$4,27 \times 10^5$	$1,37 \times 10^4$
Ba-139	100,0	$6,41 \times 10^7$	$2,34 \times 10^7$

Таблица 4.23

Результаты измерений образца с наполнителем барит (90%, образец №3)

Нуклид	Достоверность идентификации, %	Средневзвешенная активность, Бк	Погрешность измерения, Бк
Mn-56	87,8	$1,81 \times 10^4$	$9,70 \times 10^2$
Ba-139	100	$5,24 \times 10^7$	$1,92 \times 10^7$

Таблица 4.24

Результаты измерений образца с наполнителем свинец (20%, образец №4)

Нуклид	Достоверность идентификации, %	Средневзвешенная активность, Бк	Погрешность измерения, Бк
Na-24	36,2	$9,69 \times 10^3$	$1,67 \times 10^3$
Mg-27	87,6	$6,19 \times 10^5$	$3,03 \times 10^4$
Mn-56	98,0	$5,19 \times 10^5$	$1,59 \times 10^4$

Таблица 4.25

Результаты измерений образца с наполнителем вольфрам (80%, образец №5)

Нуклид	Достоверность идентификации, %	Средневзвешенная активность, Бк	Погрешность измерения, Бк
Mn-56	96,8	$2,47 \times 10^5$	$1,30 \times 10^4$
W-187	99,7	$1,04 \times 10^8$	$3,40 \times 10^6$

4.7. Экспериментальные исследования ослабляющей способности РЗМ Абрис по отношению к смешанному нейтронному и гамма-излучению

В 2021 году предприятием АО ИРМ Институтом реакторных материалов совместно с УрФУ создана научная группа под руководством автора диссертации по проведению исследований ослабляющей способности РЗМ типа Абрис по отношению к смешанному нейтронному и гамма-излучению.

Работы проводятся при мощности реактора не более $N_p=150$ кВт по

согласованию с начальником ГЭЭС ОЭ ИЯУ⁴⁵. При ступенчатом подъеме мощности реактора от 0 кВт должна быть проведена оценка величины нейтронного потока и мощности дозы излучения на каждой ступени до значений, удовлетворительных для проведения измерений. Время проведения работ – расчетное, согласно указаниям дозиметриста. Расчетное значение потока тепловых нейтронов на выходе из радиального ГЭК ИЯР ИВВ-2М при мощности 150 кВт составило 1×10^8 нейтр/см²·с, что с учетом энергии нейтронов соответствует мощности дозы 3,85 Зв/ч (1,07 мЗв/с).



Рисунок 4.46. Стойка для размещения листов РЗМ

Для проведения работ используются: дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-01; дозиметр рентгеновского и γ -излучения ДКС-АТ1123; универсальный радиометр-дозиметр МКС-01Р с блоком детектирования БДКН-01Р (при необходимости по указанию дозиметриста); стойка стальная для размещения листов РЗМ (рис. 4.46); экранирующие блоки Neutrostop; РЗМ «Абрис» размером 500×500 мм толщиной 5-20 мм с содержанием свинца 20-80%, барита 25-90% (табл. 4.26).

⁴⁵ Все работы должны выполняться в соответствии с Программой организации работ [167]

Перечень листов РЗМ

№ листа	Наполнитель	Содержание наполнителя, %	Толщина листа, мм
1	Барит	25	15
2	Барит	25	20
3	Барит	50	10
4	Барит	50	20
5	Барит	75	20
6	Барит	90	10
7	Барит	90	20
8	Свинец	20	5
9	Свинец	50	5
10	Свинец	80	5
11	Свинец	80	10
12	Без наполнителя	–	15
13	Без наполнителя	–	20

Измерения мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронного излучения (МД), плотности потока нейтронов (ПП) производятся с использованием дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-01 в точке 5 (рис. 4.47). В этой же точке производится измерения мощности амбиентной дозы непрерывного γ -излучения с использованием дозиметра ДКС-АТ1123. Во избежание утечки нейтронов из ГЭК вне области проведения измерений производится расстановка сборных защитных экранов из материала Neutrostop.

После установки первого листа РЗМ в первый паз стойки со стороны ГЭК производится измерения мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронного излучения, плотности потока нейтронов с использованием дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКН-01 в точке 7 (рис. 4.47) вплотную к листу согласно схеме (рис. 4.48).

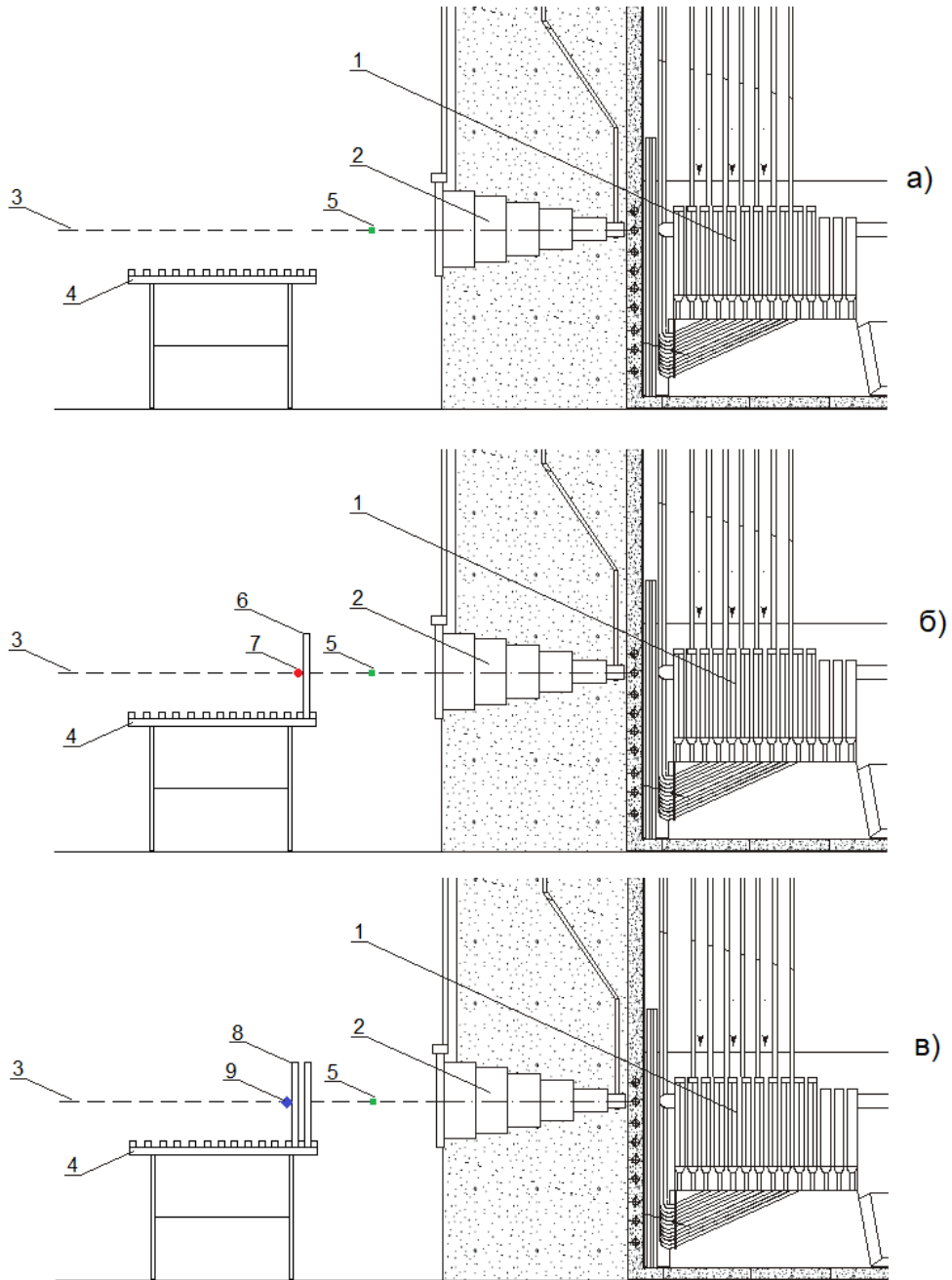


Рисунок 4.46. Этапы эксперимента (а, б) и стойка для листов РЗМ (в): 1 – активная зона ИВВ-2М; 2 – ГЭК; 3 – центральная ось ГЭК; 4 – стойка для размещения листов РЗМ; 5 – место проведения первого измерения; 6, 8 – листы РЗМ; 7, 9 – точки измерения

Затем производятся измерения после установки каждого последующего листа в соответствии с заданной конфигурацией (табл. 4.27).

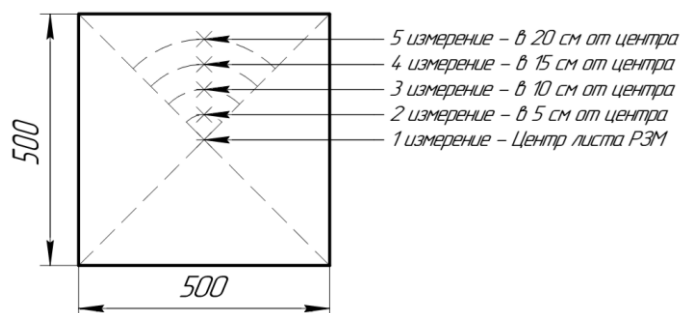


Рисунок 4.47. Схема последовательности измерений параметров нейтронного и гамма-излучения для каждого листа РЗМ

Таблица 4.27

Конфигурации листов РЗМ

№ конфигурации	Номер паза в устройстве для размещения листов РЗМ												
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
	Порядок расположения листов РЗМ в устройстве (номера листов согласно табл. 4.26)												
1	12	13	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
2	1	2	3	4	5	6	7	12	13	8	9	10	11
3	8	9	10	11	1	2	3	4	5	6	7	12	13
4	7	6	5	4	3	2	1	12	13	8	9	10	11
5	11	10	9	8	7	6	5	4	3	2	1	12	13

Пилотное измерение ослабляющей способности радиационно-защитных материалов типа Абрис по отношению к нейтронному и гамма-излучению проведено 07.06.2021 г. Предварительные данные измерений приведены на рис. 4.48.

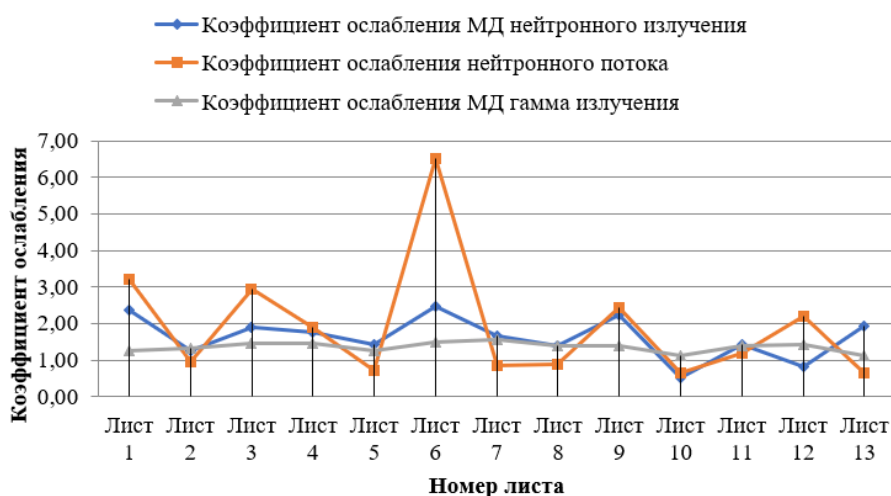


Рисунок 4.48. Коэффициенты ослабления излучения ГЭК ИЯР ИВВ-2М листами РЗМ типа Абрис согласно конфигурации №1 (см. табл. 4.27)

Полномасштабные измерения для запланированных в ПОР [167] комбинаций листов РЗМ различного состава планируется провести в июле-августе 2022 г.

Результатом эксперимента будет являться установление величины ослабляющей способности радиационно-защитных материалов, представляющих из себя наборный пакет единообразных по геометрическим характеристикам листов РЗМ, по отношению к нейтронному излучению теплового спектра. Полученные данные будут использованы для верификации расчетных значений, полученных ранее, а так же вновь проведенных расчетов на основании реальной геометрии проведения измерений.

4.8. Выводы к главе 4

1. Проектирование состава гомогенного защитного материала с заданными ослабляющими свойствами по отношению к γ -излучению имеет значительный потенциал в реализации принципа оптимизации радиационной защиты.
2. Технология изготовления полимерных композитных радиационно-защитных материалов типа Абрис РЗ позволяет формировать необходимый химический и процентный состав наполнителей, обладающий требуемыми ослабляющими свойствами с соблюдением равномерности их распределения в матрице.
3. Достоверность результатов моделирования методом Монте-Карло защитных свойств разработанных оптимальных составов композитных радиационно-защитных материалов (на примере Абрис РЗ) применительно к планируемым условиям облучения подтверждается результатами экспериментальных измерений с использованием наработанных в реакторе ИВВ-2М изотопов с характерными энергиями гамма-излучения (отклонение не более 5%) Результаты проведенного исследования в зависимости от состава и толщины показывают хорошую сходимость.
4. Наличие в составе защитного материала Абрис РЗ легких химических элементов в сочетании с тяжелым наполнителем, а также положительные

результаты предварительных испытаний материала по отношению к нейтронному излучению, позволяют прогнозировать возможность широкого использования данного материала для защиты от комбинированного нейтронного и γ -излучения.

5. При проектировании состава композитных РЗМ применительно к условиям планируемого облучения нейтронами важным этапом является облучение образцов разработанных материалов нейтронами с последующими спектрометрическими измерениями для учета возникновения вторичного гамма-излучения в результате взаимодействия нейтронов с атомами защитного материала, а также наведенной гамма-активности в результате активации элементов защитного материала

6. Проведенный пилотный эксперимент по определению экранирующих свойств органо-металлических РЗМ по отношению к смешанному нейтронному и гамма-излучению с использованием исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М позволит отработать методологию проведения экспериментальных исследований по оценке ослабляющих свойств разрабатываемых материалов для защиты от нейтронного излучения (как по составу, так и по последовательности чередования разнородных слоев защиты).

Глава 5. Разработка теории и методов маршрутной оптимизация работ в неоднородных радиационных поля

5.1. Общие сведения об этапах исследований

Неоднородность радиационных полей в зоне контролируемого доступа (ЗКД), определяемая качественным и количественным радиоизотопным составом загрязнений стен, пола помещения, оборудования и других конструкций, расстоянием между источником излучения и человеком, приводит к зависимости интегральной дозы облучения персонала при выполнении работ в рассматриваемой рабочей зоне от выбора траектории его перемещения и последовательности демонтажа элементов радиоактивных систем [168] - [170]. Это обстоятельство определяет значительный потенциал в минимизации дозовых затрат за счет маршрутной оптимизации работ в неоднородных радиационных полях, поиска оптимального маршрута перемещения или оптимальной последовательности выполнения работ по демонтажу радиоактивного оборудования. При этом самый короткий путь по протяженности не означает минимальную дозу облучения [171]-[173].

Разработка теории и методов маршрутной оптимизации дозовых нагрузок персонала проводилась автором диссертации с начала 2000-х годов в тесном сотрудничестве с учеными-математиками кафедры прикладной математики УралЭНИН 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.). За это время были реализованы шесть грантов РФФИ по данной тематике, разработано теоретическое обоснование, получены новые научные результаты мирового уровня в области маршрутной оптимизации работ, построены расчетные алгоритмы решения ряда прикладных задач маршрутной оптимизации в атомной энергетике (рис. 5.1), выполнены вычислительные эксперименты, в том числе с использованием суперкомпьютера «Уран» ИММ УрО РАН [174]-[175], проведены промышленные испытания на Белоярской АЭС.

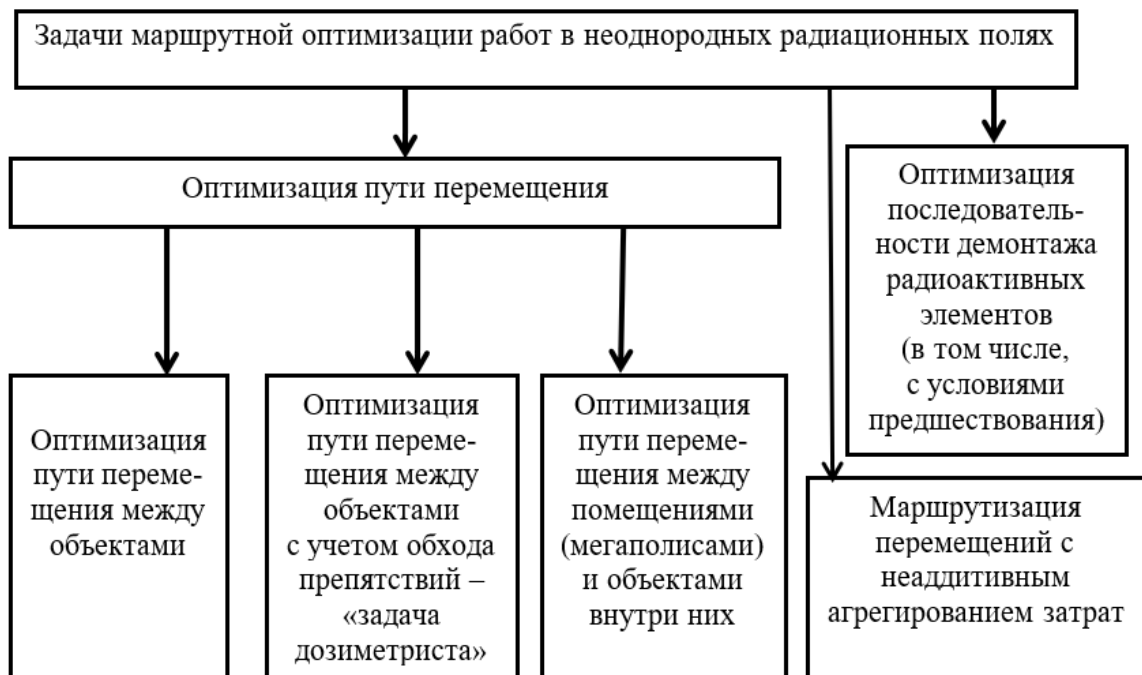


Рисунок 5.1. Варианты задач маршрутной оптимизации в неоднородных радиационных полях

В качестве базовой использована классическая *задача коммивояжера* (ЗК) [176], в которой торговец, начиная с некоторой базы, должен посетить каждый из $(N-1)$ других городов только один раз (в англоязычной литературе – TSP [177], [178]). Это одна из наиболее известных задач дискретной оптимизации, сочетающая простоту постановки и трудности вычислительного характера, т.к. имеется $N!$ возможных маршрутов, один из которых или несколько дают минимальные издержки (в рассматриваемых задачах – это эффективная доза облучения).

Затем исследования переключились на задачу коммивояжера с условиями предшествования (TSP-PC) [179]-[180], называемую в русскоязычной литературе *задачей курьера*, а также на *обобщенную задачу курьера* (GTSP) [181], [182]. В этих исследованиях первоначально доминировал метод динамического программирования (МДП) с предварительной редукцией ограничений, что было оригинальным элементом. Затем были построены варианты метода итераций, использующие перестраиваемые модели ЗК и задачи курьера и реализующие

систему улучшающихся двусторонних оценок глобального экстремума. Наконец, в связи с применением МДП был построен метод, не использующий насчитывание всего массива значений функции Беллмана и, что очень важно, не проигрывающий в качестве.

Далее, в связи с постановкой задач, связанных с демонтажем радиационно-загрязненного оборудования энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации, были получены теоретические результаты, касающиеся точных и приближенных методов решения маршрутных задач с усложненным критерием, включающим внутренние работы и явные зависимости от списка невыполненных на текущий момент заданий [183], [184]. В процессе решения поставленной задачи был сделан важный шаг: комплекс ограничений в виде условий предшествования, традиционно считавшихся трудными для методов оптимизации, был использован «в положительном направлении» - для преодоления трудностей вычислительного характера, поскольку на этой основе удалось добиться фактического снижения размерности без потери качества.

Характерной особенностью прикладных инженерных задач является наличие разнообразных ограничений, затрудняющих применение стандартных математических методов. Среди всевозможных ограничений, присущих задачам маршрутизации, в той или иной степени связанным с функционированием АЭС, можно выделить так называемые условия предшествования, содержательно означающие требования выполнять некоторые задания только после других (одно после другого). Удобно трактовать эти ограничения как «прохождение» пространства заданий с соблюдением определенных направлений, порождаемых парами индексов (номеров соответствующих заданий). Эти ограничения, затрудняющие применение стандартных методов дискретной оптимизации (например, метода ветвей и границ [185], [186]), оказалось, однако, возможным использовать в интересах сокращения перебора при вычислительной реализации точных методов решения. Реализовать эту цель без потери качества удалось на основе ранее разработанных и весьма нестандартных методов. Материалы теоретического характера, позволившие реализовать в точном виде

математические постановки рассматриваемых инженерных задач в атомной энергетике подробно изложены во второй части монографии [25].

Пусть имеется N объектов, которые должен посетить исполнитель и выполнить на каждом объекте определенные работы. Обозначим через $\alpha(k)$ перестановку из N чисел $1, 2, \dots, N$, которая задает очередность посещения объектов. Пусть \dot{H}_i – мощность дозы в i -ой изодозной области; t_i – время нахождения персонала в i -ой изодозной области радиационно-опасной зоны. Через c_{ij} обозначим дозу облучения, которую исполнитель получает при перемещении от i объекта к j объекту. Тогда суммарная доза облучения при заданной очередности обхода объектов α будет задаваться выражением

$$\sum_{i=1}^n (\dot{H}_{\alpha(i)} \times t_{\alpha(i)} + c_{\alpha(i-1)\alpha(i)}). \quad (5.1)$$

Заметим, что в выражении (5.1) величина $\sum_{i=1}^n \dot{H}_{\alpha(i)} \times t_{\alpha(i)}$, задающая суммарную дозу облучения при работе непосредственно на объекте, не зависит от очередности обхода объектов. Поэтому, если мы будем минимизировать функционал (5.1) по α , то фактически будет минимизироваться только «транзитная составляющая»

$$\sum_{i=1}^n c_{\alpha(i-1)\alpha(i)}. \quad (5.2)$$

В дальнейшем рассматривалась задача минимизации суммарной дозы облучения при демонтаже радиационно опасного оборудования и в этом случае минимизируемый функционал уже зависел не только от «транзитной составляющей» но и от дозы облучения, полученной непосредственно при демонтаже радиационно опасного оборудования.

Еще одним направлением исследования является задача маршрутизации перемещений с неаддитивным агрегированием затрат, а точнее, обобщенный вариант известной задачи на «узкие места». При постановке допускается выбор начального состояния (базы процесса) в пределах заданного и не обязательно конечного множества. Предполагается, что функции стоимости допускают зависимость от списка заданий, которые не выполнены на текущий момент времени; имеются также условия предшествования. Большинство исследований в

области решения ЗК относятся к «аддитивной» версии, где стоимости перемещений между «городами» суммируются. Рассматриваемая постановка содержит существенные отличия от ЗК не только количественного, но и качественного характера [187]. В данном случае имеется в виду задача о ликвидации последствий радиационной аварии на местности, когда в результате разброса радиоактивных фрагментов возникает система излучающих элементов, которые надо «выключить» (демонтировать или экранировать) [188], [189]. Эту задачу необходимо осуществлять последовательными циклами с условием непревышения определенного порогового (контрольного) уровня облучения для персонала за смену. Характерной особенностью является зависимость функций стоимости (здесь доз облучения) от списка заданий: «излучают» только те источники, которые не демонтированы на текущий момент. Возможно также введение условия предшествования.

В 2021 году на Белоярской АЭС в условиях реальных радиационно-опасных помещений проведена апробация разработанного автором диссертации совместно с Григорьевым А.М. (ИММ УрО РАН) алгоритма оптимизации маршрута дозиметриста (посещение заданных точек помещения с учетом обхода препятствий), в результате которой подтверждена возможность использования результатов диссертационной работы для разработки программы для ЭВМ. По результатам испытаний планируется внедрение данной программы на Белоярской АЭС для автоматического формирования оптимального маршрута персонала с целью минимизации дозы облучения (Акт промышленных испытаний, Белоярская АЭС, Приложение 1).

5.2. Задача коммивояжера (простейший вариант)

Рассмотрим кратко вариант задачи коммивояжера (ЗК), для которого приведем математическую постановку и "тезисно" изложим один из методов решения - метод динамического программирования (МДП). Отнесем к ЗК как к предварительной задаче, ориентируясь на дальнейшее развитие постановки в

направлении решения актуальных прикладных задач атомной энергетики. Поэтому рассматриваем незамкнутую ЗК, которую дополним деталями, связанными с оценкой терминального (финального) состояния.

Обсуждаем задачу, в рамках которой фиксирован (выделен) начальный пункт — база, которому условно присваивается индекс 0, а терминальное состояние определяется некоторым индексом $j \in \overline{1, N}$, который получается в результате выбора того или иного маршрута в виде перестановки в $\overline{1, N}$ (N — натуральное число, $2 \leq N$). Таким образом, фиксируем начало и окончание процесса и не используем здесь интерпретацию, связанную с гамильтоновыми циклами, хотя с помощью несложных преобразований приводимую постановку можно свести к традиционной. Наш вариант изложения связан с соображениями прикладного характера: ориентируемся на процедуры обслуживания технических систем, функционирующих на определенном промежутке времени. С этих позиций и будем относиться к выбору модели.

Считаем заданной матрицу $(A_{i,j} \geq 0; i \in \overline{0, N}, j \in \overline{1, N})$ стоимостей. Пункты посещения называем городами (это - в традициях ЗК) и отождествляем здесь 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 из города i в город j иными словами, речь идет о затратах на упомянутое перемещение, случай $i = 0$ соответствует перемещению из базы в город j .

Маршруты — перестановки в $\overline{1, N}$ — суть взаимно однозначные отображения $\overline{1, N}$ на себя, т.е., по сути дела, упорядоченные наборы (i_1, \dots, i_N) ,

где $i_t \in \overline{1, N}$ (t можно интерпретировать как дискретное время); при этом значения i_t попарно различны. Содержательно выбор такого маршрута означает цепочку перемещений

$$0 \rightarrow i_1 \rightarrow \dots \rightarrow i_N, \quad (5.3)$$

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} .

Полагаем, кроме того, заданным N -мерный вектор с неотрицательными компонентами $\kappa_1, \dots, \kappa_N$. Тогда терминальное состояние i_N (город с номером i_N) оцениваем значением κ_{i_N} . В целом же стоимость маршрута (5.3) есть сумма

$$A_{0,i_1} + \sum_{t=1}^{N-1} A_{i_t,i_{t+1}} + \kappa_{i_N} \in [0, \infty] \quad (5.4)$$

В дальнейшем рассматривается вопрос о минимизации стоимости (5.4) посредством рационального выбора маршрута (5.3). Мы имеем известную задачу оптимизации — задачу коммивояжера (ЗК), которую традиционно относят к труднорешаемым. Заметим в этой связи, что общее число маршрутов (т.е. перестановок в $\overline{1, N}$) есть $N!$; оно очень быстро растёт с ростом N , что крайне затрудняет перебор вариантов. Среди задач такого рода выделяют метрические. Они соответствуют случаю, когда при $i \in \overline{0, N}$ и $j \in \overline{1, N}$ значение $A_{i,j}$ определяется расстоянием между городами с номерами i, j , а κ_s при $s \in \overline{1, N}$ есть расстояние от города с номером s до базы (возможен вариант, когда все значения $\kappa_1, \dots, \kappa_N$ зануляются, что отвечает, в традиционной постановке, ситуации, когда возврат на базу не требуется); это предполагает, конечно, что города являются точками метрического пространства. Последнее в естественных приложениях является зачастую плоскостью или трехмерным пространством; тогда расстояние можно, в частности, полагать евклидовым, что с точки зрения (5.4) будет отвечать задаче на минимум длины ломаной (рис. 5.2).

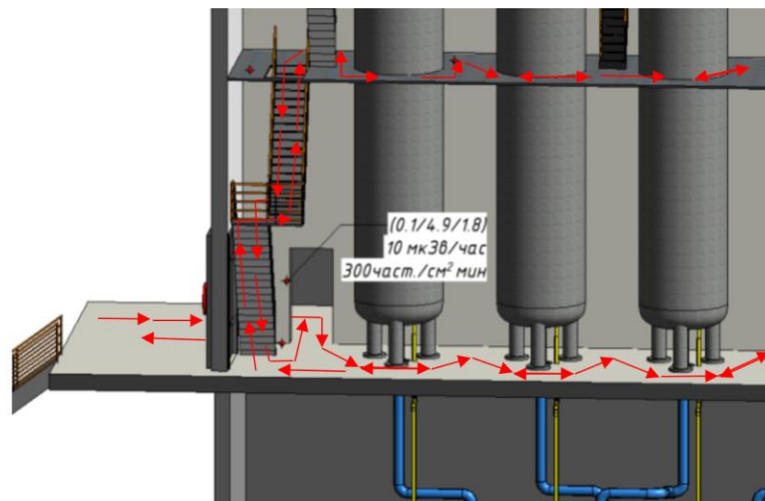


Рисунок 5.2. Пример решения задачи перемещения на плоскости и в трехмерном пространстве (3D-модель помещения компенсатора объема реакторной установки ВВЭР-210)

Для метрических вариантов ЗК наряду с оптимальными, разработано немало приближённых алгоритмов, позволяющих решать задачи достаточно большой размерности с заданным уровнем погрешности (оптимальные алгоритмы доставляют экстремум точно, но хорошо “работают” в условиях, когда N невелико; это касается, в частности, МДП). В постановках, ориентированных на применение в атомной энергетике, предположение о том, что задача является метрической в упомянутом смысле, допустимо далеко не всегда. Это вынуждает к применению разнообразных эвристик, если требуется решать задачи большой размерности. Полезно, однако, отметить, что саму структуру эвристик нередко можно сформировать на основе теоретических конструкций, соответствующих оптимальным методам; в этой связи можно отметить, в частности, уравнения Беллмана в МДП.

Замечательным свойством зависимости

$$(i, K) \rightarrow v(i, K) \quad (5.5)$$

является тот факт, что её в принципе 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

$$v(i, K) = \min_{k \in K} [A_{i,k} + v(k, K \setminus \{k\})]. \quad (5.6)$$

Соотношение (5.6) есть уравнение Беллмана, определяющее эволюцию экстремумов “частичных” или укороченных вариантов ЗК; при этом

$$V = v(0, \overline{1, N}). \quad (5.7)$$

С учетом использования краевого условия

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

мы, применяя (5.6) и (5.7), можем определить всю зависимость (5.5), включая глобальный экстремум основной задачи. Знание же зависимости (5.4) позволяет легко построить оптимальный маршрут. В самом деле, из (5.6), (5.7) имеем, в частности, равенство

$$V(i, K) = \min_{k \in \overline{1, N}} [A_{0,k} + v(k, \overline{1, N} \setminus \{k\})]. \quad (5.8)$$

Выбираем $i_1 \in \overline{1, N}$ из условия минимума:

$$V = A_{0, i_1} + v(i_1, \overline{1, N} \setminus \{i_1\}). \quad (5.9)$$

Перемещаемся в город с номером i_1 , располагая при этом “списком”

$$\overline{1, N} \setminus \{i_1\}$$

невыполненных заданий. Возвращаясь к (5.6), получаем равенство

$$v(i_1, \overline{1, N} \setminus \{i_1\}) = \min_{k \in \overline{1, N} \setminus \{i_1\}} [A_{i_1, k} + v(k, \overline{1, N} \setminus \{i_1, k\})] \quad (5.10)$$

С учетом (5.10) выбираем $i_2 \in \overline{1, N} \setminus \{i_1\}$ из условия минимума:

$$v(i_1, \overline{1, N} \setminus \{i_1\}) = A_{i_1, i_2} + v(i_2, \overline{1, N} \setminus \{i_1, i_2\})$$

Используя (5.9), получаем теперь следующее равенство

$$V = A_{0, i_1} + A_{i_1, i_2} + v(i_2, \overline{1, N} \setminus \{i_1, i_2\}).$$

Дальнейшие построения аналогичны и приводят в конце концов к реализации маршрута

$$(i_1, i_2, \dots, i_N)$$

для которого справедливо цепочка равенств

$$\begin{aligned} V &= A_{0, i_1} + A_{i_1, i_2} + \dots + A_{i_{N-1}, i_N} + v(i_N, \overline{1, N} \setminus \{i_j : j \in \overline{1, N}\}) = \\ &= A_{0, i_1} + A_{i_1, i_2} + \dots + A_{i_{N-1}, i_N} + v(i_N, \emptyset) = \\ &= A_{0, i_1} + A_{i_1, i_2} + \dots + A_{i_{N-1}, i_N} + k_{i_N}. \end{aligned} \quad (5.11)$$

В (5.11) подразумевается, что $N \geq 3$. Несмотря на простоту постановки, вышеупомянутая модель ЗК может быть применена к решению некоторых вариантов задачи, связанной с радиационной безопасностью.

5.3. Экстремальные задачи маршрутизации с ограничениями и явной зависимостью функций стоимости от списка заданий

Процесс перемещения между пунктами Π_1, \dots, Π_N , где N — заданное натуральное число ($N > 2$), начинается из заданного начального пункта Π_0 — базы. Предполагается, что посещение пунктов Π_j осуществляется без повторений; сама очередность посещений может быть различной, хотя и стесняемой некоторыми ограничениями. Рассматриваем варианты перемещений

$$\Pi_0 \rightarrow \Pi_{i_1} \rightarrow \dots \rightarrow \Pi_{i_N} \quad (5.12)$$

где индексы i_j , $1 \leq i_j \leq N$, — попарно различны и в своей совокупности подчинены ограничениям в виде так называемых условий предшествования. Смысл этих условий в простейшем случае состоит в следующем: у нас может быть задана такая пара (p, q) 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 в смысле (5.12) p и q в виде

$$p = i_k, q = i_l$$

непреренно справедливо неравенство $k < l$. Это соответствует представлению пунктов с индексами p и q как своеобразных “отправителя” и “получателя” того или иного груза (сообщения); в этом случае понятно, что “отправитель” должен посещаться раньше “получателя”, т.к. в противном случае пересылка груза (сообщения) в направлении $p \rightarrow q$ попросту невозможна. Возможны и другие содержательные варианты условий предшествования. В частности, речь может идти о наборе технологических ограничений (здесь уже можно рассчитывать на нескольких “отправителей” и “получателей”); в частности, эти технологические ограничения могут быть обусловлены естественными правилами работы в зоне повышенной радиации.

Возвращаясь к (5.12), заметим, что для нас представляет интерес рассмотрение тех случаев, когда на j -м шаге ($0 \leq j \leq N - 1$) функция стоимости зависит от всего списка индексов i_{j+1}, \dots, i_N (этот список соответствует заданиям, не выполненным на момент j -го перемещения, т.е. перемещения $i_j \rightarrow i_{j+1}$). В содержательном отношении это может соответствовать (в задаче о демонтаже оборудования энергоблока, выведенного из эксплуатации) тому обстоятельству, что при выполнении вышеупомянутого j -го перемещения рассматриваемый объект подвергается радиационному воздействию элементов оборудования, которые на момент перемещения ещё не демонтированы.

Рассмотрим в качестве примера нахождение оптимальной последовательности демонтажа четырех радиоактивных объектов, расположенных в помещении

АЭС, без учета влияния на мощность дозы расстояния от источника излучения до человека.

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

$$E = t_{\alpha(1)}(\dot{H}_{\alpha(1)} + \dot{H}_{\alpha(2)} + \dots + \dot{H}_{\alpha(N)}) + \\ + t_{\alpha(2)}(\dot{H}_{\alpha(2)} + \dot{H}_{\alpha(3)} + \dots + \dot{H}_{\alpha(N)}) + \dots + t_{\alpha(N)}\dot{H}_{\alpha(N)}, \quad (5.13)$$

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 дальнейшее влияние на облучение персонала в виде мощности дозы излучения $\dot{H}_{\alpha(1)}$, при демонтаже объекта №2 — исключается его дальнейшее влияние на облучение в виде мощности дозы излучения $\dot{H}_{\alpha(2)}$ и т.д. При демонтаже i -го объекта исключается дальнейшее его влияние на облучение в виде мощности дозы излучения $\dot{H}_{\alpha(i)}$.

Рассмотрим в качестве примера простейший вариант задачи, связанной с нахождением оптимального варианта последовательности четырех объектов, время демонтажа которых и создаваемые ими мощности дозы приведены в табл. 5.1 [33].

Таблица 5.1

Номер объекта	1	2	3	4
Мощность дозы излучения, создаваемая объектом в помещении, отн. ед/час	2	3	1,5	1,5
Время демонтажа объекта, час	0,2	0,3	0,7	0,5

Как было сказано выше, существует $N!$ вариантов решения задачи маршрутной оптимизации, т.е. для данного простейшего примера (четыре объекта в помещении) существует 24 варианта решений (рис. 5.3), из которых два оказались оптимальными маршрутами (последовательностями демонтажа), при которых суммарная доза облучения оказалась минимальной:

$$2 \rightarrow 1 \rightarrow 4 \rightarrow 3, \quad 1 \rightarrow 2 \rightarrow 4 \rightarrow 3.$$

На рис. 5.4 графически показано воздействие радиационных полей, создаваемых радиоактивными объектами в процессе демонтажа, по варианту $2 \rightarrow 1 \rightarrow 4 \rightarrow 3$.

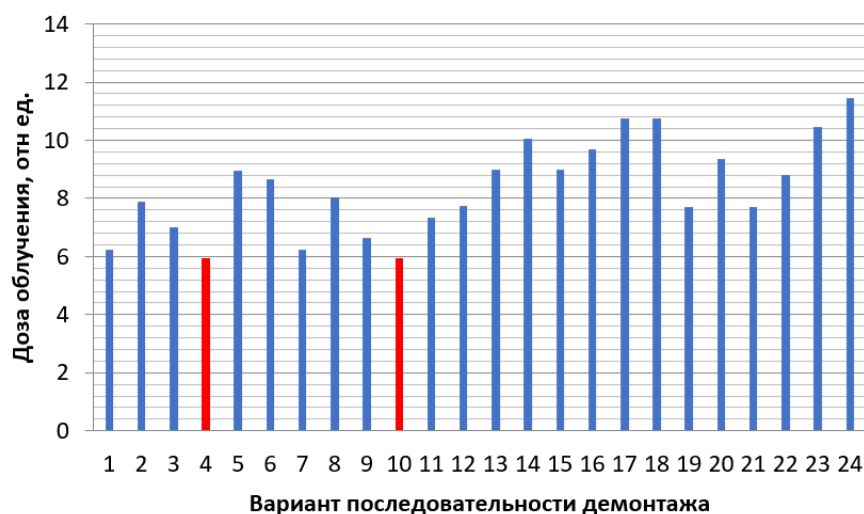


Рисунок 5.3. Доза облучения персонала при возможных вариантах последовательности демонтажа четырех радиоактивных объектов в помещении

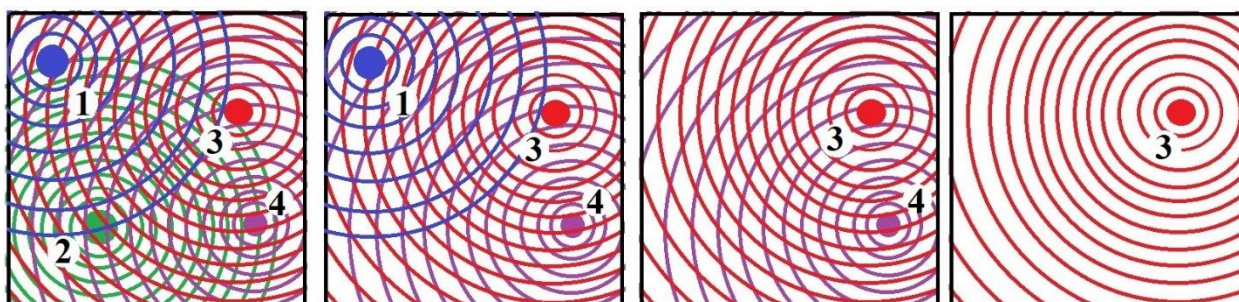


Рисунок 5.4. Схема воздействия радиационных полей, создаваемых объектами, в помещении в процессе демонтажа в последовательности $2 \rightarrow 1 \rightarrow 4 \rightarrow 3$

В рассматриваемом примере не учитывается «транзитная составляющая». Если «транзитная составляющая» незначительна, но ее можно и не учитывать. Если же вклад «транзитной составляющей» значим, то тогда к выражению (5.13) следует добавить выражение (5.2).

5.4. Задача о демонтаже радиационно-опасного оборудования

Основной целью решения задач маршрутной оптимизации при демонтаже радиационно опасного оборудования является нахождение минимума

функционала качества – суммарной дозы облучения при выполнении комплекса работ в нестационарных радиационных полях.

Опишем структуру функционала, представляющего суммарную дозу облучения, полученного персоналом при демонтаже N точечных объектов излучения. Каждый из них находится внутри некоторого «мегаполиса» – конечного множества, через элементы которого мы можем подойти к источнику излучения (это могут быть возможные входы в помещение, в котором находится источник излучения, возможные доступные подходы к нему). Далее будем обозначать такой «мегаполис» через M_i , $i \in \overline{1, N}$. Для каждой траектории обхода «мегаполисов» на каждом «мегаполисе» будет задаваться точка входа $pr_1(z)$ в M_i и точка $pr_2(z)$ выхода из M_i , $z = (pr_1(z), pr_2(z))$. Таким образом $z \in M_i \times M_i$. Последовательность обхода «мегаполисов» (последовательность демонтажа радиационно опасного оборудования) обозначим через α (это перестановка из элементов множества $i \in \overline{1, N}$), множество которых будем обозначать через P . Пусть K – целочисленное множество, задающее номера не демонтированных к данному моменту времени точечных источников радиационного излучения. Очевидно, что множество K содержится в множестве $\overline{1, N}$, представляющем из себя множество всех целых цифр (номеров источников излучения) от 1 до N . Тогда суммарную дозу радиации, которую получит исполнитель можно вычислить по формуле

$$G_\alpha[(z_i)_{i \in \overline{0, N}}] = \sum_{k=1}^N \left[c \left(pr_2(z_{k-1}), pr_1(z_k), \alpha^1(k, N) \right) + c_{\alpha(k)} \left(z_k, \alpha^1(k, N) \right) \right]. \quad (5.14)$$

Здесь первые слагаемые в сумме характеризуют дозу, полученную на перемещениях от объекта к объекту с учетом еще не демонтированных источников излучения, вторые слагаемые в сумме характеризуют дозу, полученную при демонтаже объекта с номером $\alpha(k)$ с учетом еще не демонтированных объектов $\alpha^1(k, N)$ на выбранном маршруте α . В результате минимизации функционала (5.14) мы найдем определим последовательность α (перестановку из $\overline{1, N}$), в которой мы будем демонтировать источники излучения,

пути подхода к ним и пути перехода от демонтированных источников к подлежащим демонтажу следующим объектам.

Сейчас же отметим на содержательном уровне одно естественное обобщение самой ЗК, которое на идейном уровне может быть связано с другой прикладной задачей, а именно, с задачей о демонтаже оборудования энергоблока АЭС, выведенного из эксплуатации [191], [192].

Итак, рассмотрим случай, когда по мере развития маршрута последовательно осуществляется «выключение» (демонтаж, экранирование) радиоактивных источников. Будем полагать что, при наличии того или иного списка заданий, оставшихся невыполненными на момент очередного перемещения, упомянутое вредное воздействие оказывают только источники, отвечающие заданиям из списка (выполнение заданий состоит в «выключении» упомянутых источников). В этом случае при перемещении из города с номером i в город с номером j (под городами понимаются здесь пункты посещения, в которых реализуется вышеупомянутое «выключение» источников) мы располагаем «списком» $K, K \subset \overline{1, N}$, невыполненных заданий; при этом естественно полагать, что $i \notin K$ и $j \notin K$. Тогда воздействие источников на объект, совершающий перемещение $i \rightarrow j$, где $i \in \overline{0, N}, j \in \overline{1, N}$ и $i \neq j$ должно оцениваться некоторым неотрицательным числом $A_{i,j}[K]$, характеризующим интегрально воздействие источников с номерами из «списка» K (упомянутые источники можно рассматривать в качестве городов). Мы должны, таким образом, располагать объёмной матрицей с неотрицательными коэффициентами $A_{i,j}[K]$; эти коэффициенты нам надлежит использовать в (5.4) в качестве значений индивидуальных затрат. При этом, конечно, список заданий, используемых на каждом перемещении, будет «своим» и, кроме того, зависящим от маршрута. Для наших целей достаточно рассматривать неполную матрицу, имея ввиду, что потребуются на этапах перемещений случаи, когда $i \notin K$ и $j \notin K$; этим случаям следует сопоставить неотрицательные значения $A_{i,j}[K]$. Если при этом (см. (5.3))

$$(i_1, \dots, i_N) \quad (5.15)$$

есть какой-либо маршрут (перестановка индексов из $\overline{1, N}$, то (5.4) следует заменить в качестве стоимости маршрута (5.15) величиной

$$A_{0, i_1} [\{1; \dots; N\}] + \sum_{t=1}^{N-1} A_{i_t, i_{t+1}} [\{i_{t+1}; \dots; i_N\}] + k_{i_N} \in [0, \infty] \quad (5.16)$$

Задача, которую теперь мы рассматриваем, сводится к минимизации значения (5.16) посредством перебора всех возможных маршрутов (5.15); эта задача заменяет ранее упомянутую “обычную” ЗК, её решение приведено в [191], [193].

Так или иначе, задача минимизации значений (5.16) здесь является для нас основной и характеризуется экстремумом (значением задачи) $V \in [0; \infty]$: V есть наименьшее значение из всех величин (5.16) при переборе всевозможных маршрутов (5.15). Маршруты (5.15), для которых значение (5.16) совпадает с V , называем оптимальными. Решение основной задачи сводится к определению V и нахождению какого-либо оптимального маршрута.

Для нахождения самого вышеупомянутого экстремума V в [191], [193] использовалась процедура на основе МДП, подобная применяемой здесь (см. (5.10) и далее), но содержащая особенность, связанную с явной зависимостью матрицы затрат от списка заданий.

Мы, наряду с основной, рассматриваем укороченные маршрутные задачи, соответствующие каждой обслуживанию того или иного списка заданий $K, K \subset \overline{1, N}$. При этом роль базы может исполнять любой из городов. Обсудим кратко конкретный вариант такой задачи, имея в виду соответствующий аналог укороченной задачи.

Итак, пусть K — некоторый непустой “список” заданий, т.е.

$$K \neq \emptyset, \quad K \subset \overline{1, N};$$

выделен город с номером i , для которого $i \notin K$. Мы полагаем, что $i \in \overline{0, N}$, допуская, что роль выделенного города может играть база. Через n обозначим количество элементов (мощность) K . Будем рассматривать наборы

$$(i_1, \dots, i_n), \quad (5.17)$$

соответствующие каждому некоторой нумерации всех заданий из списка K без повторений. Иными словами, (5.17) можно всякий раз рассматривать как взаимно однозначное отображение

$$(i_j)_{j \in \overline{1, n}} : \overline{1, n} \rightarrow K \quad (5.18)$$

со свойством: каждый индекс $k \in K$ есть i_j при некотором $j \in \overline{1, n}$. Отображения такого рода (взаимно однозначные отображения $\overline{1, n}$ на K) принято называть биекциями [194] $\overline{1, n}$ на K . Итак, наборы (5.17) являются, строго говоря, биекциями “отрезка” $1, n$ на множество K . В наших построениях эти наборы будут играть роль частичных (вообще говоря) маршрутов. Каждому такому маршруту (5.17) сопоставляется стоимость

$$A_{i_1, i_1}[K] + \sum_{t=1}^{n-1} A_{i_t, i_{t+1}}[\{i_{t+1}; \dots; i_n\}] + k_{i_n} \in [0, \infty[\quad (5.19)$$

в случае $n \geq 2$; при $n = 1$ маршрут (5.17) (сводящийся к индексу i_1) оценивается величиной

$$A_{i_1, i_1}[K] + k_{i_1} = A_{i_1, i_1}[\{i_1\}] + k_{i_1} \in [0, \infty[. \quad (5.20)$$

При $n \geq 2$ через $\mathbf{v}(\mathbf{i}, K)$ обозначаем наименьшее значение (5.18) при переборе всех (частичных) маршрутов (5.17); при $n = 1$ отождествляем $\mathbf{v}(\mathbf{i}, K)$ с величиной (5.20).

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,

$$\mathbf{V} = \mathbf{v}(0, \overline{1, N}) \quad (5.21)$$

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

$$\mathbf{v}(i, \mathbb{K}) = \min_{j \in \mathbb{K}} [A_{i, j}[\mathbb{K}] + \mathbf{v}(j, \mathbb{K} \setminus \{j\})] \quad (5.22)$$

Итак, в (5.22) мы имеем аналог уравнения (5.6), которое отличается только использованием “объемной” матрицы затрат. Подобно (5.9)-(5.11) можно, на основе (5.22) осуществить построение оптимального маршрута, имея в виду следующее правило выбора очередного задания: если мы “находимся” в городе с

номером $i \in \overline{0, N}$ (при $i = 0$ имеется в виду база) и K , $K \subset \overline{1, N}$, есть некоторый непустой список заданий, подлежащих выполнению, то выбор очередного задания из списка K , т.е. $j \in K$, следует выполнять так, что при этом

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

Иными словами, в качестве j следует выбирать решение задачи

$$A_{i,j}[K] + v(j, K \setminus \{j\}) \rightarrow \min, j \in K \quad (5.23)$$

Задача (5.23) решается сначала при $i = 0$, $K = \overline{1, N}$; затем после нахождения $i_1 = j$ рассматривается вариант (5.23), для которого $i = i_1$ и $K = \overline{1, N} \setminus \{i_1\}$. Последующие операции по построению оптимального маршрута аналогичны.

Таким образом, простейшую процедуру решения ЗК на основе МДП мы распространили на постановку, включающую существенную особенность, инициируемую прикладными задачами (имеется в виду случай, когда стоимости перемещений явным образом зависят от списка заданий).

Программная реализация рассмотренного алгоритма расчета облучаемости персонала без учета фактора расстояния показывает, что оптимизация последовательности демонтажа может снизить дозы облучения на 30...50% (рис. 5.5) [191].

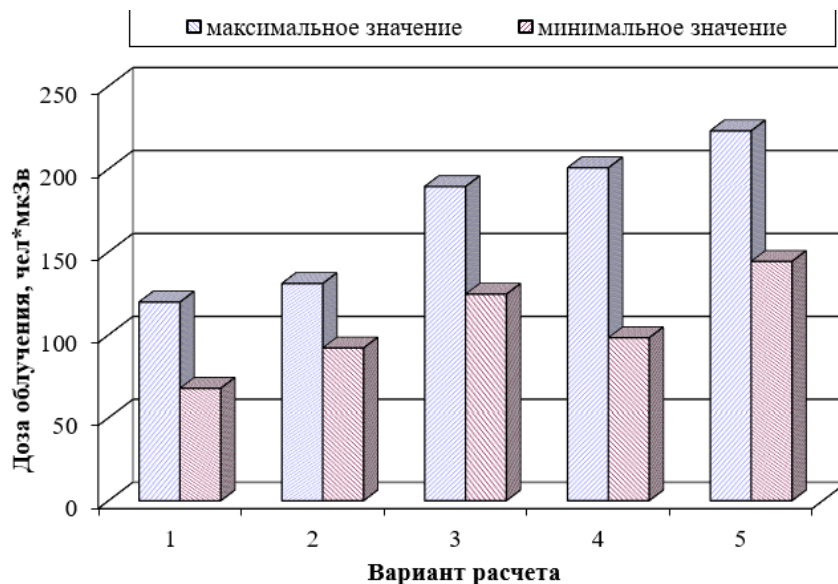


Рисунок 5.5. Максимальная и минимальная дозы облучения персонала при демонтаже радиоактивных систем без учета фактора расстояния

Влияние расстояния на мощность дозы излучения в точке детектирования, создаваемой различными элементами радиоактивной системы необходимо учитывать при значительных размерах помещения (зоны демонтажа), поскольку мощность дозы излучения (воздушной кермы) обратно пропорциональна квадрату расстояния от источника излучения до точки детектирования x_{ij}^2 [154].

Рассмотрим влияние расстояния от источника излучения до работающего на алгоритм решения поставленной задачи. Для этого в исходные данные помимо времени демонтажа $t_{\alpha(i)}$ и радиационного параметра $P_{\alpha(i)}$, создаваемого каждым из N демонтируемых объектов, введем расстояния между объектами, которые задаются матрицей $X = \{x_{ij}\}$, где x_{ij} – расстояние между i -ым и j -ым объектом.

Рассмотрим в качестве примера один из выполненных вариантов расчета облучаемости персонала с учетом расстояний между источниками излучения и точкой детектирования. В табл. 5.2, 5.3 приведены исходные данные для расчета.

Таблица 5.2

Характеристики демонтируемых объектов

Номер объекта	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Мощность дозы, мкЗв/ч	2,75	2,09	2,1	1,45	2,42	1,21	0,54	2,03	0,98	1,58
Время демонтажа объекта, ч	1,72	0,81	0,7	1,45	1,29	0,49	1,33	1,0	1,24	0,52

Таблица 5.3

Расстояние между объектами x_{ij} , м

Номера объектов	Номера объектов									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	-	2,5	4,1	4,5	3,5	1,8	2,34	1,5	2,92	4,74
2	2,5	-	2	3,5	4,3	4,5	4,74	2,92	1,5	3,81
3	4,1	2	-	2,3	4	5	5,22	4,37	2,5	2,75
4	4,5	3,5	2,3	-	2,5	4,2	4,46	4,74	3,81	1,5
5	3,5	4,3	4	2,5	-	2	2,5	3,81	4,55	2,92
6	1,8	4,5	5	4,2	2	-	1,5	2,34	4,74	4,46
7	2,34	4,74	5,22	4,46	2,5	1,5	-	1,8	4,5	4,2
8	1,5	2,92	4,37	4,74	3,81	2,34	1,8	-	2,5	4,5
9	2,92	1,5	2,5	3,81	4,55	4,74	4,5	2,5	-	3,5
10	4,74	3,81	2,75	1,5	2,92	4,46	4,2	4,5	3,5	-

В табл.5.4 приведены результаты расчетов по разработанной программе максимальной и минимальной доз облучения при демонтаже объектов в различной последовательности.

Таблица 5.4

Последовательности демонтажа с максимальной и минимальной дозами облучения

	Последовательность демонтажа объектов	Доза, мкЗв
Максимальная	7→9→4→5→1→8→6→2→3→10	31,6
Минимальная	10→3→2→6→8→1→5→4→9→7	24

На рис.5.6 представлены результаты расчетов по определению оптимальных последовательностей демонтажа объектов для пяти вариантов модельных систем с учетом расстояния, соответствующих минимальным дозовым затратам в сравнении с максимальными, соответствующими «самой неоптимальной» последовательности. Вариант №1 на рис.5.6 соответствует исходным данным, приведенным в табл. 5.2–5.4. Как показывают результаты вычислительного эксперимента, оптимизация последовательности демонтажа объектов радиоактивных систем позволяет снизить дозы облучения персонала на 24-40%.

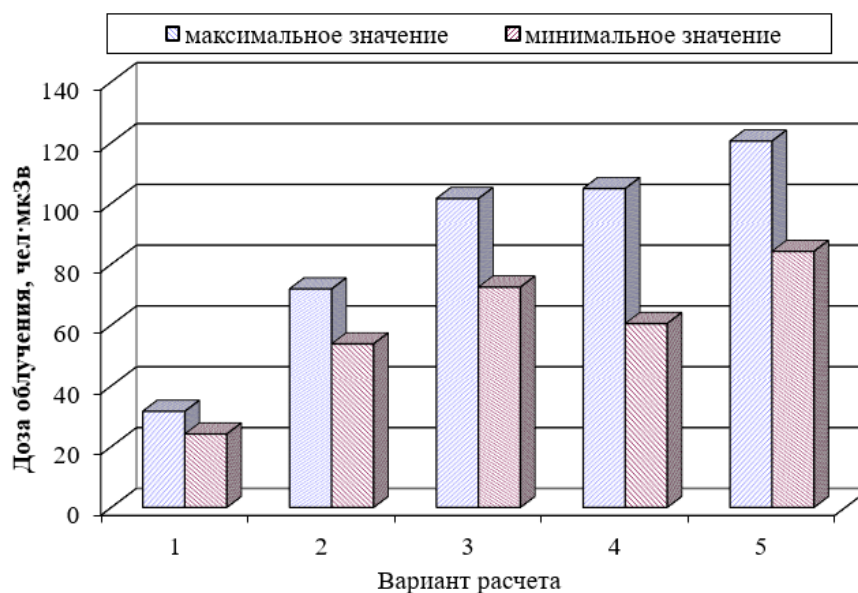


Рисунок 5.6. Максимальная и минимальная дозы облучения персонала при демонтаже радиоактивных систем с учетом фактора расстояния

Ограничения в виде условий предшествования. В реальных условиях демонтаж радиоактивного оборудования не может проводиться в любой

последовательности (например демонтаж объектов, расположенных на различных высотных отметках, или связанных конструкционно). Отсюда возникла задача оптимизации последовательности демонтажа с ограничениями в виде условий предшествования. Это потребовало разработки специального подхода, при котором сокращается число возможных вариантов «обхода».

В связи с этим кратко обсудим один более общий подход, учитывающий условия предшествования, ориентируясь на конструкции, разработанные Ченцовым А.Г. [195]-[196].

Полагаем сейчас, что имеется $N, N \geq 2$ множеств M_1, \dots, M_N , являющихся каждое непустым конечным подмножеством (п/м) множества X . Рассматриваем перемещения

$$(x_0 = x^0) \rightarrow (x_1 \in M_{\alpha(1)}) \rightarrow \dots \rightarrow (x_N \in M_{\alpha(N)}), \quad (5.24)$$

где $x^0 \in X$ фиксировано, α – перестановка в $\overline{1, N} = \{1; \dots; N\}$. Предполагаем, что перемещения в (5.24) сопровождаются затратами, понимаемыми здесь как величина, оценивающая воздействие ионизирующего излучения. На основе этого представления множества A (множество всех допустимых маршрутов, перестановок в $\overline{1, N}$) конструируется расширение задачи оптимизации перемещений в (5.24) в виде системы специальных укороченных экстремальных задач, причем эволюция функции Беллмана

$$(x', K') \rightarrow v(x', K') : X \times (\mathbf{N} \cup \{\emptyset\}) \rightarrow [0, \infty[, \quad (5.25)$$

удовлетворяющей очевидному краевому условию $v(x, \emptyset) = 0 \forall x \in X$, характеризуется уравнением

$$v(x, K) = \min_{k \in I(K)} \min_{y \in M_k} [c(x, y, K) + v(y, K \setminus \{k\})], \quad (5.26)$$

где $x \in X$ и $K \in \mathbf{N}$. Заметим, что при построении массива значений функции (5.25) на основе (5.26) можно воспользоваться усеченной версией процедуры динамического программирования, приведенной в [195] и [196]. Упомянутая версия была реализована в виде стандартной программы для ПЭВМ Ченцовым А.А.; проведен соответствующий вычислительный эксперимент.

Рассмотрим в качестве примера систему, состоящую из 18 радиоактивных элементов (демонтируемых блоков), для которой применен разработанный алгоритм с условиями предшествования, вводимых в виде связей 1-2; 5-6 и т.д.

(рис.5.7). Условие «1-2», например, обозначает, что объект №2 может быть демонтирован только после демонтажа объекта №1). Таким образом, из рассмотрения исключаются маршруты, в которых имеются «недопустимые» обратные переходы от «получателя» к «отправителю» (например, применительно к вышеуказанному примеру, недопустимыми будут переходы 2-1, 6-5, и т.д.) [33].

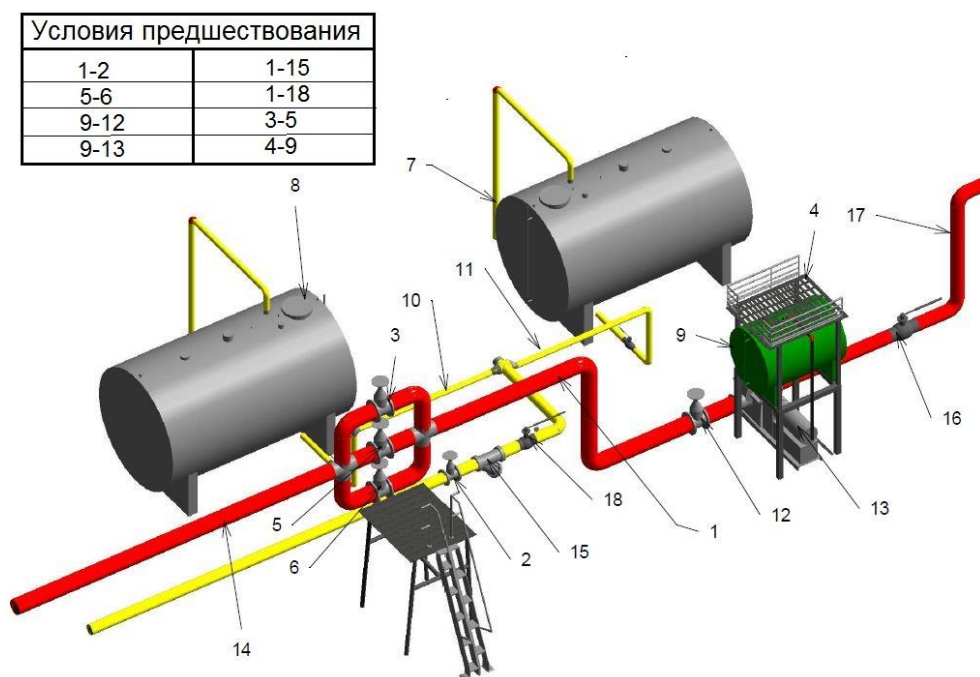


Рисунок 5.7. Модель демонтируемой системы из 18 радиоактивных объектов

В табл. 5.5 и на рис. 5.8 приведены результаты вычислительного эксперимента по определению оптимальной последовательности демонтажа системы из 18 радиоактивных объектов без учета и с учетом условий предшествования и соответствующих им дозовых затрат персонала, а также максимальные дозовые затраты при самой неблагоприятной последовательности демонтажа [33].

Таблица 5.5

Оптимальные варианты последовательности демонтажа

Вариант демонтажа	Маршрут	Доза, мЗв
Без условия предшествования	6-3-14-18-15-7-11-17-5-16-1-4-2-10-12-8-9-13	22,89
С условием предшествования	3-5-6-14-7-11-17-16-1-18-15-4-2-10-8-9-12-13	26,1

На рис. 5.8 кроме значений минимальной дозы облучения, прогнозируемой для оптимальной последовательности демонтажа как с учетом условий предшествования, так и без, представлены результаты расчета максимального значения дозы облучения при самой неблагоприятной последовательности демонтажа.

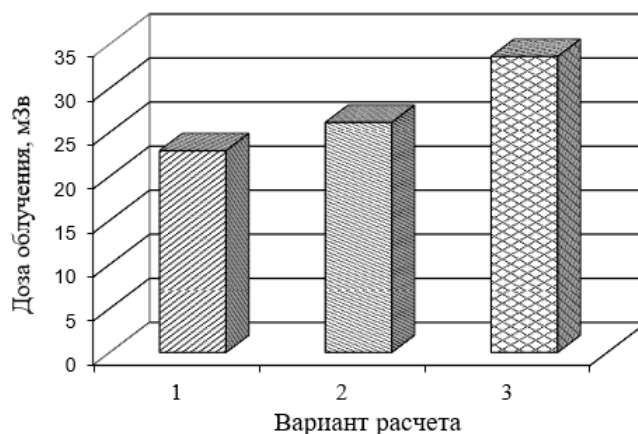


Рисунок 5.8. Минимальные значения дозовых затрат без учета (1) и при учете (2) условий предшествования и максимальное значение дозы облучения (3) при демонтаже системы радиоактивных элементов

5.5. Задача дозиметриста

Термин «задача дозиметриста» впервые был сформулирован и использован автором диссертации совместно с Кропачевым Ю.А. в процессе анализа опытной эксплуатации подсистемы автоматизированной обработки данных нерегламентных измерений радиационной обстановки (ПАОД НИ РО) на энергоблоках первой очереди Белоярской АЭС в соответствии с Программой оптимизации радиационной защиты Концерна Росэнергоатом [13] и оптимизации маршрута дозиметриста при выполнении измерений [197], [198].

В рамках решения задачи дозиметриста совместно с Григорьевым А.М. (ИММ УрО РАН) разработан алгоритм построения оптимального маршрута перемещения дозиметриста (с учетом обхода препятствий) с посещением задаваемых точек помещения, в которых необходимо выполнить работы по определению параметров радиационной обстановки (измерение мощности дозы,

взятие проб и т.д.). Для нахождения функций стоимостей с учетом возможности обхода препятствий, рассматривался метод Дейкстры [199], [200], с помощью которого находились кратчайшие пути в графе (рис.5.9). Более подробно эта процедура описана в статье [175].

Для решения этой задачи задавалась сетка на плоскости, и строился связанный граф (а), из которого удалялись все ребра и вершины, попадающие в область препятствий (б), определялся оптимальный маршрут (в). Поскольку радиационное поле неоднородно, ребра графа могут иметь существенно различный вес (дозовую стоимость).

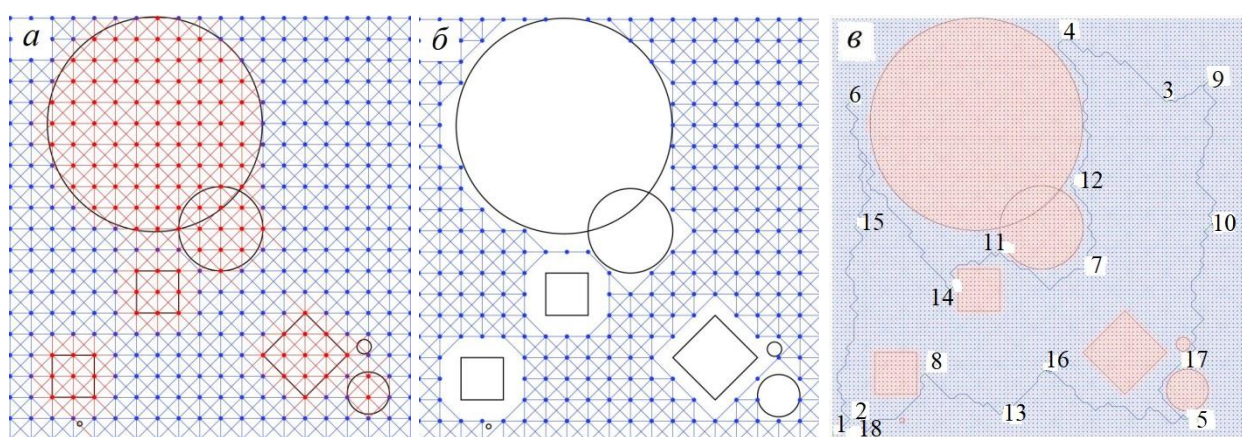


Рисунок 5.9. Этапы нахождения оптимального маршрута для обхода 18 точек

Для практической проверки теоретических исследований Григорьевым А.М. была написана программа для суперкомпьютера "Уран" на языке программирования C++ и проведены вычислительные эксперименты на суперкомпьютере «Уран» [175], в том числе эксперимент по сравнению результатов предложенного оптимального алгоритма с простейшим эвристическим алгоритмом – жадным («иди в ближайший») и результатом, полученным в случае случайного выбора маршрута (рис 5.10).

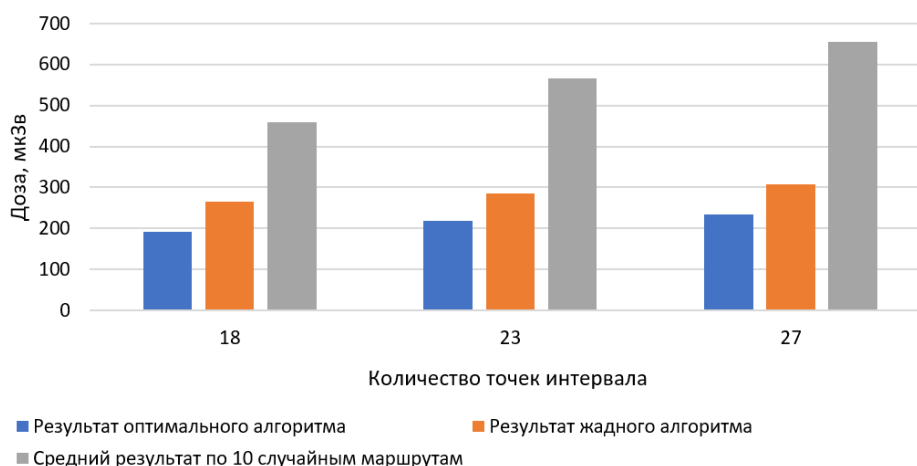


Рисунок 5.10. Сравнение результатов расчета с использованием разных алгоритмов

На основании данных по радиационной обстановке были определены оптимальные маршруты при посещении заданных точек в различных помещениях, например, окончательно остановленного для вывода из эксплуатации энергоблока с реактором ВВЭР-210 (рис. 5.11) [201].

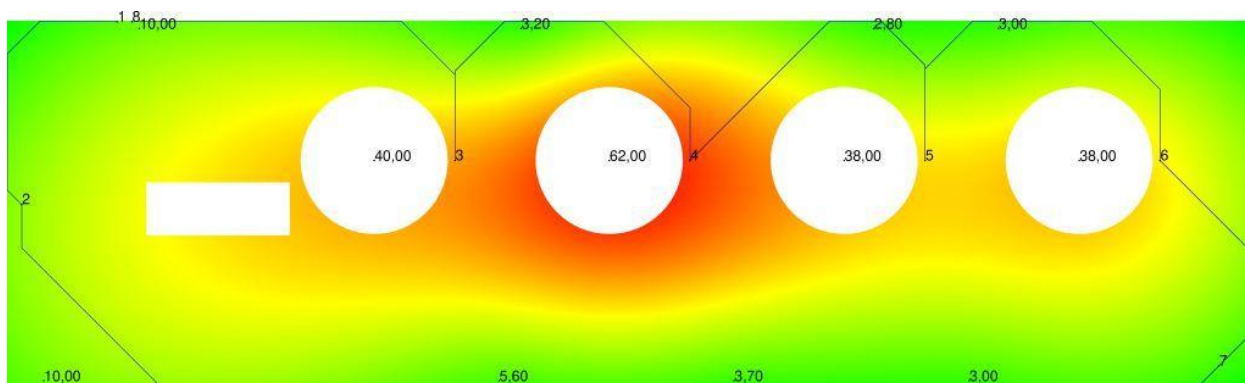


Рисунок 5.11. Оптимальный маршрут перемещения с посещением заданных точек в помещении компенсатора объема первого контура

5.6. Определение параметров радиационных полей с использованием интерполяции на основе радиальных базисных функций

Исходными данными при решении задач маршрутной оптимизации являются значения радиационных параметров в отдельных точках помещения, в которых может находиться человек при выполнении работ. Как правило, эти значения получают при измерении радиационных параметров перед проведением каких-либо работ, которые сохраняются и накапливаются в базе данных

(например, по выводу из эксплуатации энергоблока АЭС [202], [198]). Поэтому данные имеются не по всем точкам помещения. Проведение измерений во всех точках помещения с определенным шагом только для составления картограммы радиационного поля привело бы к неоправданным дозам облучения дозиметристов.

В рассматриваемой задаче дозиметриста для нахождения значений весов ребер в графе используется интерполяция известных значений в некоторых вершинах графа, полученных из заранее измеренных дозиметристами параметров радиационного поля (например, мощности дозы излучения). Далее применяется метод на основе радиальных базисных функций (РБФ)⁴⁶ [203], [204] для нахождения значений радиационных параметров в каждой вершине построенного ранее графа.

В работе [205] подробно рассматриваются вопросы, связанные с использованием интерполяции при построении радиационных карт помещений: схема решений на основе РБФ, последовательность построения оптимального маршрута посещения дозиметристом заданных точек. Был проведен вычислительный эксперимент с использованием суперкомпьютера «Уран» как для модельных данных, так и реальных помещений окончательно остановленных энергоблоков Белоярской АЭС.

На рис. 5.12 представлены результаты вычислительного эксперимента для реальных помещений «А» (11,2×13,5 м) и «Б» (11,2×6,7 м) окончательно остановленных энергоблоков №1 и №2 (АМБ-100 и АМБ-200) Белоярской АЭС. Для помещения «А» было задано 40 опорных точек с известными значениями мощности дозы (от 0,033 мЗв/ч до 6,2 мЗв/ч), из которых было отобрано по 5 и 8 точек для проверки результатов моделирования. Для помещения «Б» было задано 24 опорные точки (от 0,036 мЗв/ч до 0,62 мЗв/ч), из которых было отобрано по 4 и 5 точек для проверки результатов моделирования.

⁴⁶ РБФ применяются во многих направлениях, таких как: топография, гидрология, геодезия, картография, геофизика, визуализация и реконструкция трехмерных объектов. Метод РБФ является методом жесткой интерполяции, то есть поверхность проходит через заданные точки.

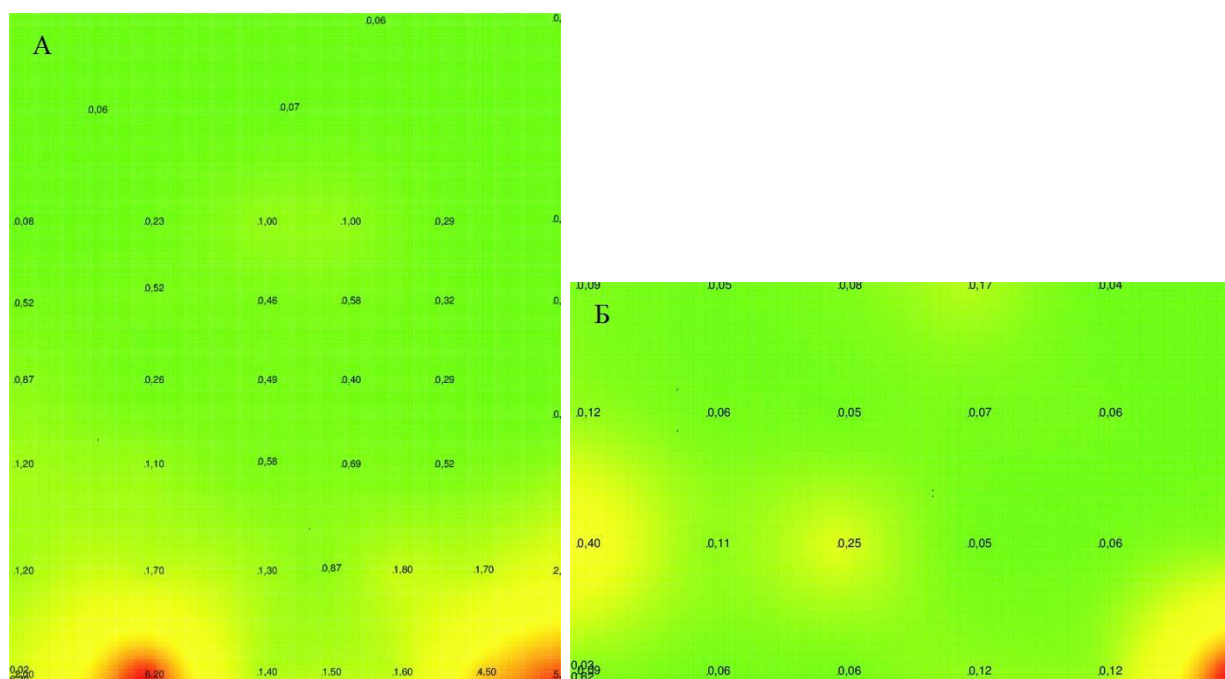


Рисунок 5.12. Радиационные карты помещений «А» и «Б»

Для этих помещений были проведены вычислительные эксперименты по определению оптимального маршрута дозиметриста с посещением заданных точек с учетом обхода препятствий с предварительным построением радиационных карт по ограниченному количеству точек с известными значениями мощности дозы излучения. В табл. 5.6 представлены данные по дозам облучения при перемещении по найденному оптимальному маршруту при полной и частичной информации о радиационных параметрах в точках для помещения «Б», при посещении 14 заданных точек с учетом обхода возможных препятствий [205].

Таблица 5.6

Дозы облучения при перемещении по найденному оптимальному маршруту с посещением заданных точек помещения «Б»

	Радиальная базисная функция			
	Cubic	Linear	Quintic	ThinPlate
All measurements	8,55674	9,2007	8,40472	8,59993
80% measurements	7,97714	8,78118	7,02262	8,16382
Отклонение в %	7,27%	4,78%	19,68%	5,34%

Вычисления проводились с использованием четырех радиальных базисных функций. В первом случае для построения радиационной карты помещения и оптимального маршрута использовались все опорные значения, представленные в

протоколах радиационного контроля. Во втором случае, случайным образом выбрасывалось 20% опорных значений и затем уже выполнялось построение радиационной карты помещения и оптимального маршрута.

На рис. 5.13 представлены результаты графического построения оптимального маршрута перемещения дозиметриста с посещением заданных точек в помещении Б с использованием радиальной базисной функции ThinPlate ($\varphi = r^2 \log r$) [206]. На рис. 5.13,*а* представлен маршрут для случая, когда использовались все опорные значения из данных радиационного контроля, на рис. 5.13,*б* – при использовании 80% опорных значений в контрольных точках.

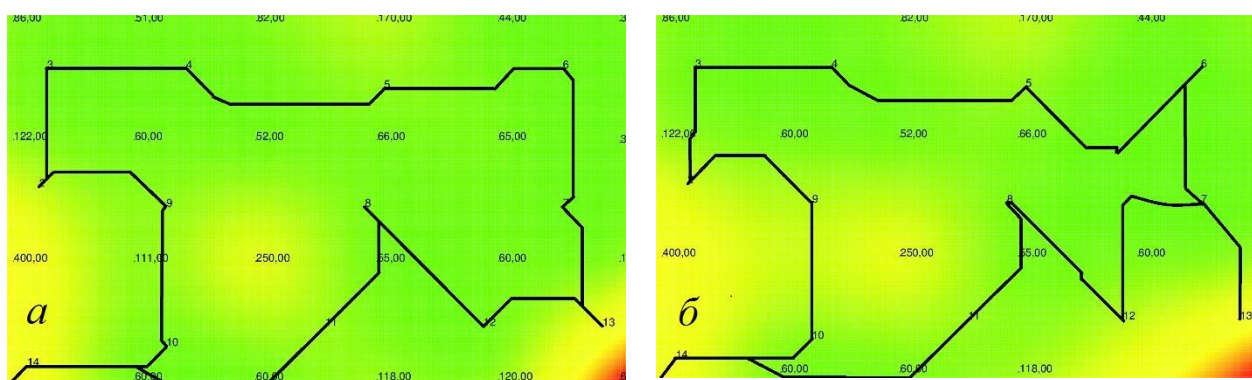


Рисунок 5.13. Оптимальные маршруты для помещения Б с использованием всех опорных значений (*а*) и 80% опорных значений (*б*)

В 2021 г. на Белоярской АЭС, филиале АО «Концерн Росэнергоатом», проведены инструментальные исследования с целью верификации программы определения оптимального маршрута при проведении измерений радиационных параметров с целью минимизации дозовых нагрузок дозиметриста. Измерения проводились 04.02.2021 г. в помещениях аппаратного зала №1 (рис. 5.14, табл. 5.7) и 19.02.2021 г. – аппаратного зала №2 (рис. 5.15, табл. 5.8) при посещении 30 заданных точек в соответствии с картограммами помещений. Точки полностью соответствуют реальному регламенту измерений мощности амбиентного эквивалента дозы и маршруту передвижения. Доза за время измерений по маршруту аппаратного зала №1 – 0,085 мЗв и аппаратного зала №1 – 0,080 мЗв). Использовался дозиметр рентгеновского и гамма-излучения ДКС-АТ1121, заводской номер 4387, поверен до 26.01.2022.

В соответствии с разработанной расчетной программой были определены значения суммарной дозы облучения при прохождении регламентного маршрута

и определение оптимального маршрута посещения заданных точек рассматриваемых помещений (рис. 5.16, 5.17). Сокращение дозы облучения при оптимизации маршрутов перемещения дозиметриста с учетом обхода препятствий составили: 15,26% для аппаратного зала №1 и 22,01% – для аппаратного зала №2.

Отклонения расчетных значений суммарной дозы облучения от измеренных составили 5,2% для аппаратного зала №1 и 4,1% для зала №2 (см. Приложение 1, Акт о проведении промышленных испытаний).

Для помещений аппаратного зала №2, включающих точки №№8-17 (см. рис. 5.15) были проведены вычислительные эксперименты по построению радиационной карты помещения и определению оптимального маршрута с использованием методов интерполяции и сравнению результатов использования различных методов РБФ (табл. 5.9).

Геометрические характеристики аппаратного зала №1:

Точка **1** в 1,0 м от входа в аппаратный зал, точка **2** - вход.

Стены названы условно.

Расстояние от «западной» стены (расстояние от «северной» стены):

4 - 1,0 м (1,0); **5** - 3,6 м (1,0); **14** – 12,3 м (1,0); **22** – 16,6 м (1,0); **3** – 1,0 м; **7** – 3,3 м (4,7); **13** – 12 м (4,7); **20** – 16,3 м (4,7); **6** – 3,9 м (2,3); **15** – 12,7 м (2,3); **21** – 16,9 м (2,3);

Расстояние от «западной» стены (расстояние от «южной» стены):

8 – 1,0 м (5,1); **12** – 3,9 м (4,6); **16** – 12,7 м (4,6); **19** – 16,9 м (4,6); **9** – 1,0 м;

Расстояние от «южной» стены:

10 – 1,0 м; **11** – 1,0 м; **17** – 1,0 м; **18** – 1,0 м; **26** – 1,0 м

Расстояние от «северной» стены (расстояние от «восточной» стены):

23 – 3,7 м (3,6); **24** – 2,4 м (1,0); **25** – 4,0 м (1,0 м); **30** – 3,1 м (16,1);

Расстояние от «южной» стены (расстояние от «восточной» стены):

27 – 5,0 м (15,0); **28** – 1,0 м (12,0); **29** – 5,0 м (1,8).

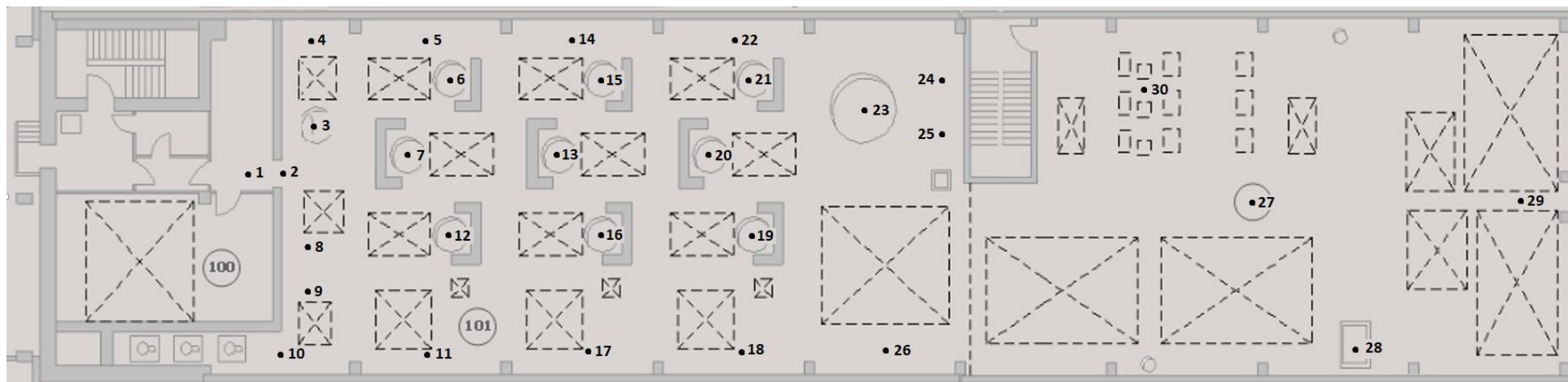


Рисунок 5.14. Картограмма помещений аппаратного зала № 1

Пунктирными линиями обозначены закрытые технологические проемы. В виде окружностей обозначено технологическое оборудование (емкости), рядом в виде \perp - бетонная защита. В виде перекрещенных Z - насосы.

Таблица 5.7

Значения мощности амбиентного эквивалента дозы излучения в точках аппаратного зала №1 (рис. 5.14)

Точка	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
МАЭД, мЗв/ч	0,2	0,4	1,9	0,3	0,2	0,3	0,4	0,4	0,4	0,9	0,1	0,02	0,03	0,04	0,04
Точка	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
МАЭД, мЗв/ч	0,04	0,03	0,04	0,04	0,04	0,03	0,04	0,03	0,04	0,03	0,08	0,02	0,06	0,02	0,02

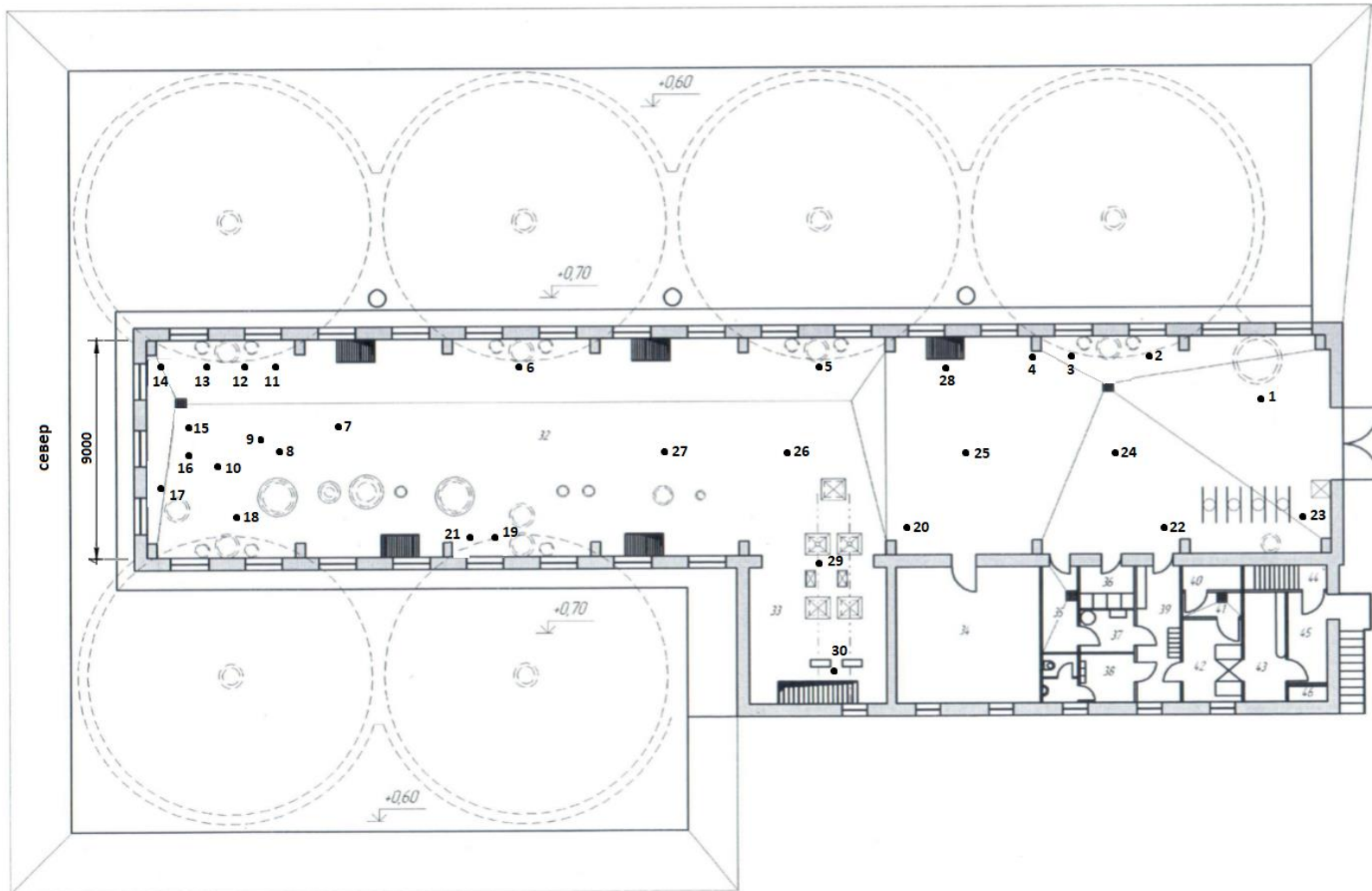


Рисунок 5.15. Картограмма помещений аппаратного за № 2 на отм.0,00

Значения мощности амбиентного эквивалента дозы излучения в точках аппаратного зала №2

Точка	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
МАЭД, мЗв/ч	0,066	0,09	0,4	0,5	0,1	0,11	0,16	0,6	1,1	2,0	2,1	1,2	0,7	1,0	0,9
Точка	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
МАЭД, мЗв/ч	1,1	1,7	0,4	0,3	0,02	0,3	0,019	0,03	0,2	0,1	0,08	0,09	0,16	0,009	0,003 3

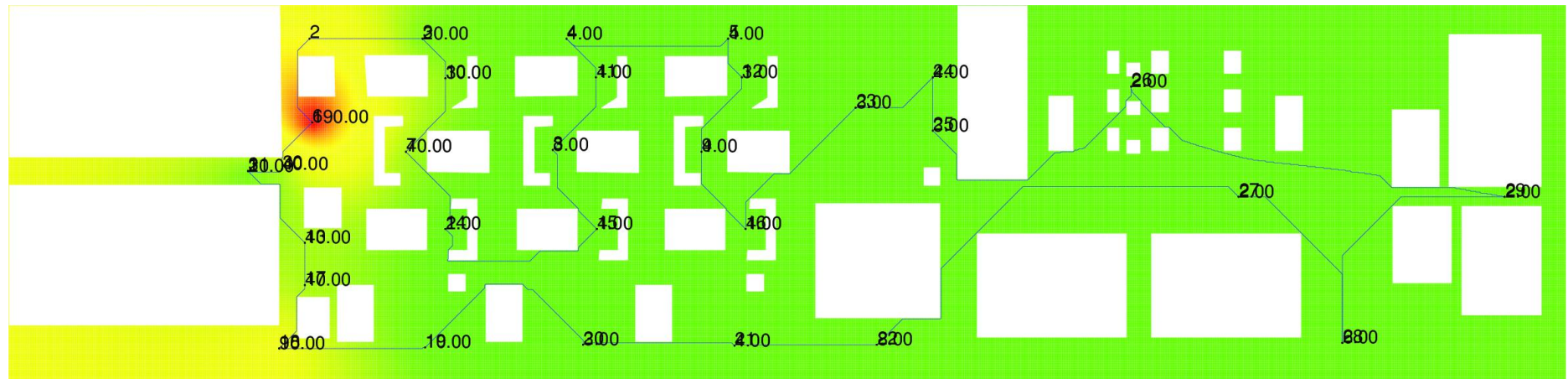


Рисунок 5.16. Радиационная карта и оптимальный маршрут с посещение заданных точек в аппаратном зале №1

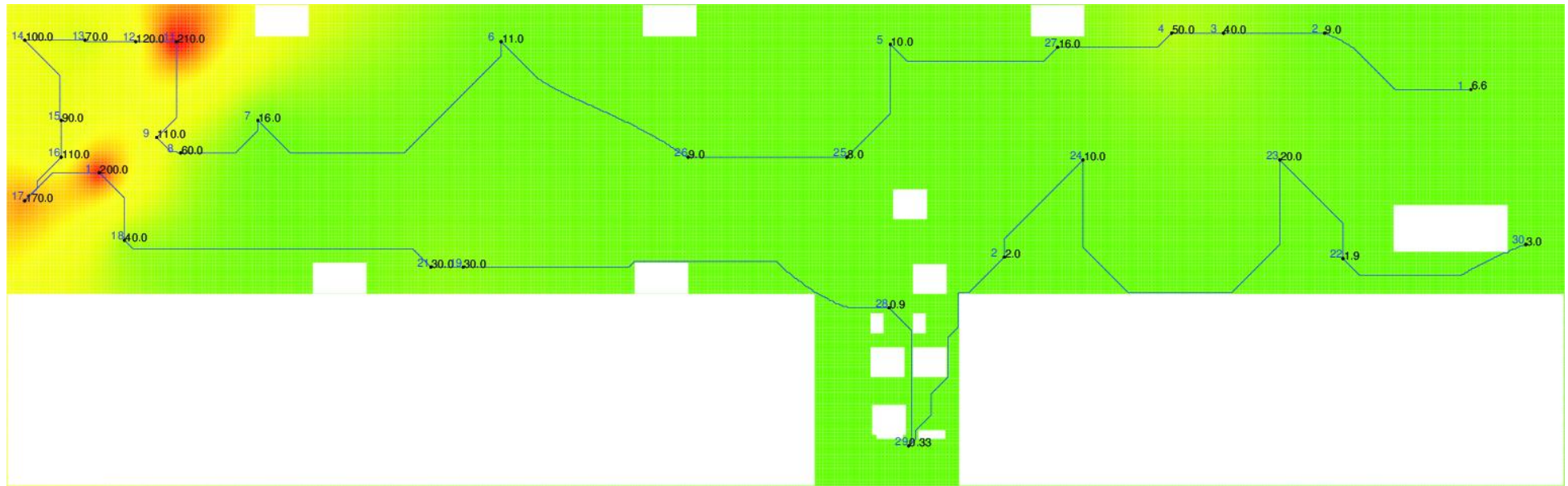


Рисунок 5.17. Радиационная карта и оптимальный маршрут перемещения дозиметриста в здании аппаратного за № 2 с посещением заданных точек

Геометрические характеристики аппаратного зала №2

Расстояние от «восточной» стены:

14, 13, 12, 11, 6, 5 – 1,0 м; **28** – 1,1 м; **4, 3, 2** – 0,9 м; **1** – 2,0 м; **9** – 4 м.

Расстояние от «северной» стены: **14, 17** – 0,7 м; **15, 16** – 1,5; **10** – 2,9 м.

Расстояние от «западной» стены: **18** – 1,3 м; **8, 27, 26, 25, 24** – 4,5 м; **21, 19** – 1,0 м; **20, 22** – 1,2 м; **23** – 1,3 м.

Использование методов интерполяции

Point\ func	Linear		Cubic		Quintic		ThinPlate		Измеренное значение
	Величина отклонения от реального значения, мЗв/ч	Величина отклонения от реального значения в %	Величина отклонения от реального значения, мЗв/ч	Величина отклонения от реального значения в %	Величина отклонения от реального значения, мЗв/ч	Величина отклонения от реального значения в %	Величина отклонения от реального значения, мЗв/ч	Величина отклонения от реального значения в %	
8	0,0267944	4,47%	0,00346935	0,58%	-0,0117228	1,95%	0,0143474	2,39%	0,6
9	-0,00983797	0,89%	0,0134573	1,22%	0,0363129	3,30%	0,00145992	0,13%	1,1
10	-0,106373	5,32%	-0,10339	5,17%	-0,0941109	4,71%	-0,106697	5,33%	2
11	-0,114607	5,46%	-0,0818156	3,90%	-0,0698758	3,33%	-0,0958796	4,57%	2,1
12	0,0281054	2,34%	0,0285196	2,38%	0,0223563	1,86%	0,0332057	2,77%	1,2
13	0,0389322	5,56%	0,00677445	0,97%	-0,00405566	0,58%	0,01932	2,76%	0,7
14	-0,014384	1,44%	-0,0635085	6,35%	-0,00003837	0,00%	-0,0453361	4,53%	1
15	0,0239413	2,66%	-0,0290123	3,22%	-0,0778416	8,65%	-0,00127017	0,14%	0,9
16	0,040386	3,67%	0,0540454	4,91%	0,0613541	5,58%	0,0495584	4,51%	1,1
17	-0,0711521	4,19%	-0,162506	9,56%	-0,1698	9,99%	-0,100038	5,88%	1,7
	Среднее значение по всем точкам:	3,60%	Среднее значение по всем точкам:	3,83%	Среднее значение по всем точкам:	3,99%	Среднее значение по всем точкам:	3,30%	

На основании разработанного алгоритма планируется создание программного обеспечения, позволяющего автоматизировать процесс формирования оптимального маршрута, используя базу данных, формируемую в рамках ПАОД НИ РО Белоярской АЭС, в том числе данных по радиационной обстановке в помещениях, выдачи задания на выполнение работ по измерению параметров радиационной обстановки и, соответственно, минимизировать дозы облучения дозиметристов.

5.7. Маршрутная оптимизация для задач с неаддитивным критерием

Задача маршрутизации перемещений с неаддитивным агрегированием затрат, а точнее, обобщенный вариант известной задачи на «узкие места», является еще одним направлением исследования. При постановке допускается выбор начального состояния (базы процесса) в пределах заданного и не обязательно конечного множества. Предполагается, что функции стоимости допускают зависимость от списка заданий, которые не выполнены на текущий момент времени; имеются также условия предшествования. Постановки такого рода могут возникать в самых различных инженерных приложениях. Большинство исследований в области решения ЗК относятся к «аддитивной» версии, где стоимости перемещений между «городами» суммируются. Рассматриваемая постановка содержит существенные отличия от ЗК не только количественного, но и качественного характера [187].

Предоставим некоторую содержательную постановку, ориентированную на приложения, связанные с демонтажем радиационно-опасного оборудования или очисткой загрязненной в результате аварии территории от радиационно-опасных объектов. В данном случае имеется в виду задача о ликвидации последствий радиационной аварии на местности, когда в результате разброса радиоактивных фрагментов возникает система излучающих элементов [207]. Таким образом, в определенном районе есть N точек радиационно-опасных объектов, которые должны быть демонтированы или экранированы («выключены»), а загрязненная

территория дезактивирована (рис. 5.18) [208]. Рассмотрим вопрос организации работы в течение длительного промежутка времени по дезактивации аварийной зоны, загрязненной радиоактивными предметами (для упрощения принимаем радиоактивные предметы в виде точечных источников). Эту задачу необходимо осуществлять последовательными циклами с определенным пороговым (контрольным) уровнем (КУ) облучения для персонала за смену. Для выполнения этой работы определяется команда специалистов. Характерной особенностью выполнения работ является зависимость функций стоимости (здесь доз облучения) от списка заданий: «излучают» только те источники, которые не демонтированы на текущий момент. Возможны также и условия предшествования.

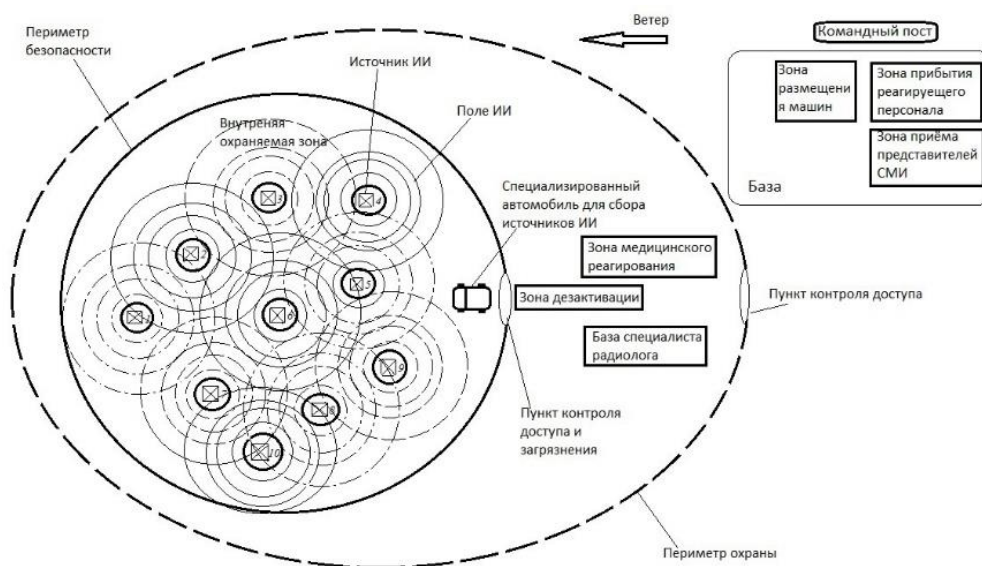


Рисунок 5.18. Задача о ликвидации последствий радиационной аварии на местности

В первый день (смену) специалисты демонтируют первый объект, получая за это время дозу облучения от всех существующих объектов-источников излучения. После выполнения работ демонтируемый объект («выключенный») перестает быть источником излучения. После завершения работы команда отправляется на отдых. На следующий день эта команда отправляется на разборку следующего объекта. Каждый день работа начинается в месте завершения работы в предыдущий день (смену), то есть дозовые затраты при перемещении в эту

точку не принимаются во внимание (можно предположить, что рабочие прибывают в эту точку в экранированном автомобиле). На N -ый день демонтируют последний объект-излучатель.

При выполнении этих работ каждый работник и команда в целом получают определенную дозу облучения ежедневно. Допустимые индивидуальные суточные дозы облучения устанавливаются в соответствии с нормативными документами и не должны превышать. В соответствии с принципом оптимизации радиационной защиты целесообразно определить среди всех вариантов порядок демонтажа объектов, при котором индивидуальная доза облучения в каждый из рабочих дней будет минимальной.

Для решения такой задачи будем использовать вариант задачи «на узкие места» (неаддитивный критерий качества). Пусть задана очередность обхода объектов α (маршрут обхода N мегаполисов). Предполагаем, что каждый радиационно-опасный объект находится внутри соответствующего мегаполиса. Точки входа и выхода мегаполиса M_i мы 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 координата есть точка выхода из мегаполиса. Содержательно, это те точки (например, двери), через которые мы можем подойти к i -му источнику излучения. Максимальное значение дозы вдоль маршрута α определяется выражением

$$G_\alpha[z] = \max_{k \in \overline{1, N}} \left[c \left(pr_2(z_{k-1}), pr_1(z_k), \alpha(\overline{k, N}) \right) + c_{\alpha(k)} \left(z_k, \alpha(\overline{k, N}) \right) \right]. \quad (5.27)$$

Первое слагаемое в (5.27) задает «транзитную» дозу, получаемую при перемещении от $\alpha(k-1)$ объекта к $\alpha(k)$ объекту, а второе слагаемое задает дозу облучения, которую получают исполнители работы при демонтаже $\alpha(k)$ объекта.

Требуется определить порядок выполнения однодневных циклов работ с целью дезактивации ряда объектов на радиационно-опасной территории α , при котором максимальная дневная доза будет принимать наименьшее значение. Математически эту задачу можно сформулировать в следующем виде

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

где множество D определяется как множество всех допустимых маршрутов α и соответствующих этим маршрутам точкам входа-выхода в мегаполисах.

Для этой задачи также создан вариант динамического программирования, учитывающий и условия предшествования. Кроме того, рассмотрен вариант оптимизации, включающий оптимизацию начальной точки.

5.8. Выводы к главе 5

1. Неоднородность радиационных полей в зоне контролируемого доступа определяет значительный потенциал в минимизации дозовых затрат за счет маршрутной оптимизации работ: нахождение оптимального маршрута перемещения персонала или оптимальной последовательности выполнения работ по демонтажу радиоактивного оборудования. При этом самый короткий путь по протяженности не означает минимальную дозу облучения.
2. В основе рассматриваемых задач маршрутной оптимизации лежит известная задача оптимизации – задача коммивояжера, которую традиционно относят к труднорешаемым, поскольку общее число возможных маршрутов есть $N!$, и оно очень быстро растёт с увеличением N (количества точек, которые необходимо посетить), что крайне затрудняет перебор вариантов.
3. Для задач, связанных с демонтажем радиоактивного оборудования получены новые теоретические результаты по точным и приближенным методам решения маршрутных задач с усложненным критерием, включающим внутренние работы и явные зависимости от списка невыполненных на текущий момент заданий.
4. В процессе решения поставленной задачи был сделан важный шаг: комплекс ограничений в виде условий предшествования, традиционно считавшихся трудными для методов оптимизации, был использован «в положительном направлении» – для преодоления трудностей вычислительного характера, поскольку на этой основе удалось добиться фактического снижения размерности без потери качества.

5. Разработанный алгоритм решения «задачи дозиметриста», предполагающей посещение заданных точек помещения для проведения измерений, позволяет находить оптимальный маршрут перемещения с учетом обхода препятствий. Промышленные испытания разработанной демонстрационной программы, проведенные в условиях Белоярской АЭС, показали сокращение дозы облучения на 15,26% (аппаратный зал №1) и на 22,01% (аппаратный зал №2) при перемещении по найденному оптимальному маршруту по сравнению с регламентным маршрутом.

6. Интерполяция значений радиационных параметров (например, мощности дозы излучения) на основе известных значений при построении радиационной карты помещения с использованием радиальных базисных функций позволяет решать задачи маршрутизации с необходимой точностью без дополнительных дозовых затрат на определение радиационных параметров в узлах сетки карты.

6. Инженерные решения по снижению радиационных нагрузок для разных типов АЭС

6.1. Оптимизация сетевых графиков замены парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 с использованием аппарата нелинейного математического программирования

Парогенератор (ПГ) является важнейшим элементом АЭС, который обеспечивает выработку пара для турбогенератора и охлаждение активной зоны реактора. Предельное состояние ПГ наступает в случае невозможности выполнять им свои функции (отвода тепла от теплоносителя первого контура и генерации сухого насыщенного пара), а также при нарушении пределов безопасной эксплуатации (нарушении целостности защитного барьера и невозможности ее восстановления) [209].

Несмотря на значительные достижения в понимании причин и механизмов, приводящих к преждевременному выходу из строя ПГ, и интенсивное международное сотрудничество, направленное на увеличение их ресурса, пока не удалось найти реальных путей доведения этого ресурса до фактически возможных сроков службы АЭС, действующих в настоящее время в России и за рубежом. Для продления сроков эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 сверх проектного, а в ряде случаев для обеспечения проектного срока службы, необходима замена парогенераторов, которая требует трудоемких и дорогостоящих работ со значительными дозовыми нагрузками на персонал [210], [211].

Как показывает анализ предыдущих замен, технические мероприятия, внедренные в процессе замены парогенераторов на Балаковской АЭС в 1999...2000 гг., а также доработка проекта производства работ с учетом новых разработок для Нововоронежской АЭС (2009 г.) позволяют сократить продолжительность замены ПГ на 20...30 суток [212], [213].

Особенностью проведения замены четырех ПГ энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 является зависимость выполняемых операций от работы полярного крана реакторного отделения, который используется при демонтаже старого и установке нового парогенератора, открытии и закрытии перекрытий над парогенераторами и т.д. [29]. Дальнейшей минимизации сроков простоя энергоблока АЭС при замене ПГ можно добиться оптимизацией организации работ.

В связи с этим под руководством и непосредственным участии автора диссертации был разработан алгоритм оптимизации сетевого графика замены четырех ПГ. Для разработки алгоритма расчета многочисленных работ процесса замены ПГ были укрупнены по специализации работников (демонтажные и монтажные, сварочные, контрольные работы и т.д.) до семи этапов (рис.6.1) [214].

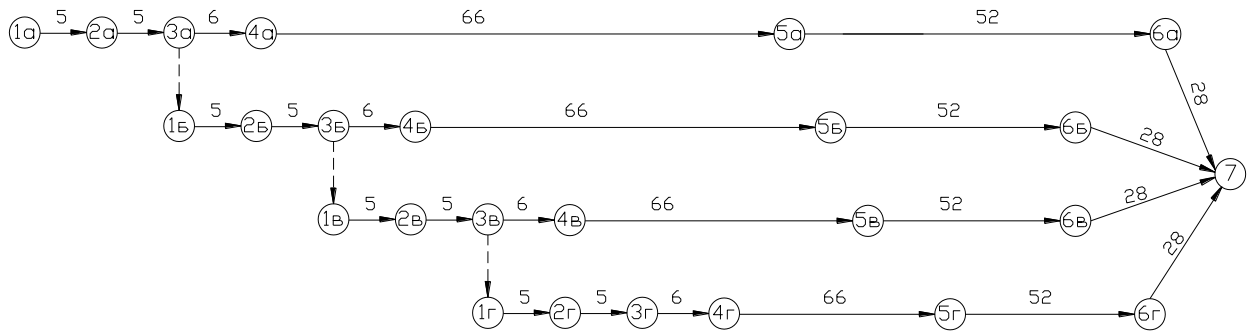


Рисунок 6.1. Исходная сетевая модель задачи: 1-2 – демонтаж парогенератора; 2-3 – установка нового парогенератора; 3-4 – приварка главного циркуляционного трубопровода; 4-5 – приварка парового коллектора и паропровода; 5-6 – приварка трубопроводов обвязки парогенератора; 6-7 – завершающие работы на парогенераторе

Фактический расчет сетевой модели, соответствующей конкретному проекту, сводится к решению последовательности следующих задач:

- 1) для сформированной сетевой модели находятся все критические операции, т.е. операции, для которых отсутствуют резервы времени;
- 2) формируется критический путь, т.е. непрерывная последовательность критических операций, таких, что начальная операция выходит из начального события, а последняя операция завершается финальным событием;

По представленному варианту сетевого графика продолжительность замены четырех парогенераторов ($t_{кр}$) составляет 192 суток.

При заданном количестве работников минимизации сроков выполнения всех работ по замене парогенераторов можно добиться только перераспределением специалистов между работами на отдельных парогенераторах. При этом увеличивается время на замену первого (первого, второго) ПГ и уменьшается – на замену последующих, как будет показано далее. Работы по замене отдельных парогенераторов должны закончиться одновременно (или с минимальной разницей во времени) – рис. 6.2.

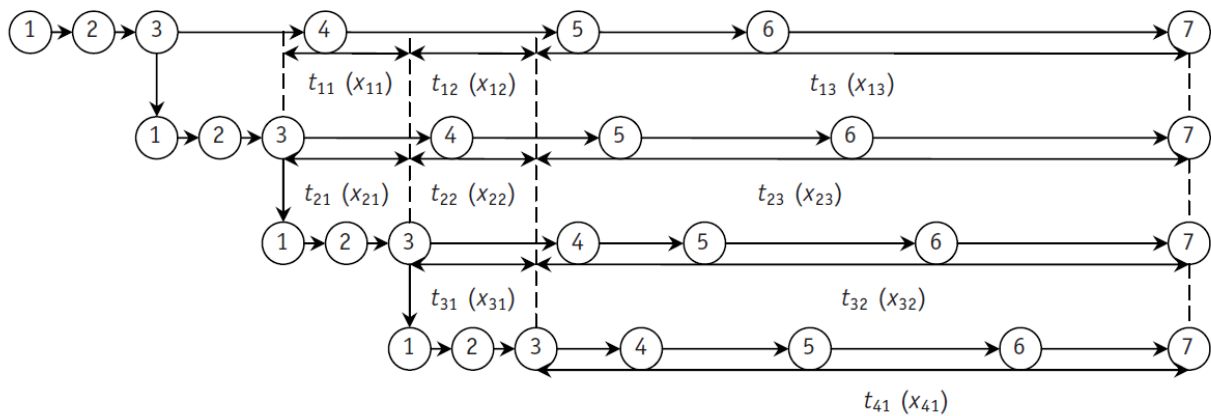


Рисунок 6.2. Оптимизированный сетевой график замены четырех парогенераторов: t_{ij} – продолжительность выполнения j -го этапа работ на i -м парогенераторе; x_{ij} – общее количество человек, работающих на j -м этапе работ по замене i -го парогенератора (в течение суток)

Данную задачу можно решать, как оптимизационную. Целью этой задачи является минимизация времени, затрачиваемого на замену всех четырех парогенераторов.

Составим математическую модель задачи. Обозначим через M трудоемкость всех работ с 3 по 7 событие на одном парогенераторе. Эта величина вычисляется по формуле

$$M = 45 \cdot \sum_{i=3}^6 t_{i,i+1}$$

и в рассматриваемом случае равна 6840 чел·суток ($t_{i,i+1}$ – продолжительность работ с i -го по $i+1$ событие). Пусть x_{ij} – количество человек, работающих на j -м этапе работ по замене i -го парогенератора в течение суток (т.е. за 3 смены).

Из общей трудоемкости по замене парогенератора вычтем объемы работ, которые сделает за 10 суток бригада численностью 45 человек, за время t_{11} (10 суток) – численностью x_{11} , за время t_{12} (10 суток) – численностью x_{12} (см.рис.2). Разделив полученное значение на x_{13} , получим время, за которое будут проведены все последующие работы на первом парогенераторе. Это время не должно превосходить время, за которое будут проведены работы с 3 по 7 событие на четвертом парогенераторе. В результате получим неравенство

$$\frac{M - 45 \cdot 10 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12}}{x_{13}} \leq \frac{M}{x_{41}} \quad (6.1)$$

Рассуждая аналогично для второго парогенератора, получим неравенство

$$\frac{M - 10 \cdot x_{21} - 10 \cdot x_{22}}{x_{23}} \leq \frac{M}{x_{41}} \quad (6.2)$$

а для третьего –

$$\frac{M - 10 \cdot x_{31}}{x_{32}} \leq \frac{M}{x_{41}} \quad (6.3)$$

Из условия, что максимальная численность бригады составляет 45 человек, можно записать три уравнения

$$\begin{aligned} x_{11} + x_{21} &= 90 \\ x_{12} + x_{22} + x_{31} &= 135 \\ x_{13} + x_{23} + x_{32} + x_{41} &= 180 \end{aligned} \quad (6.4)$$

Введем функционал

$$f = \frac{M}{x_{41}}, \quad (6.5)$$

который задает время выполнения работ на последнем парогенераторе и в силу неравенств (6.1)-(6.3) определяет время завершения всех работ.

В результате мы получили задачу нелинейного программирования [215]: требуется минимизировать функционал (6.5) при выполнении условий (6.1)-(6.4) и условия неотрицательности на все переменные.

Численное решение этой задачи нелинейного программирования показало, что минимальное значение функционала (6.5) будет иметь место тогда, когда в выражениях (6.1)-(6.3) будет реализовываться точное равенство. Такое решение представляется естественным, т.к. при этом работы на всех парогенераторах закончатся одновременно и людские ресурсы будут использованы максимально эффективно.

Учитывая это свойство оптимального решения, можно получить явный вид для искомого решения. Для оптимального решения искомые переменные должны удовлетворять системе уравнений:

$$\begin{cases} \frac{M - 45 \cdot 10 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12}}{x_{13}} = \frac{M}{x_{41}} \\ \frac{M - 10 \cdot x_{21} - 10 \cdot x_{22}}{x_{23}} = \frac{M}{x_{41}} \\ \frac{M - 10 \cdot x_{31}}{x_{32}} = \frac{M}{x_{41}} \\ x_{11} + x_{21} = 90 \\ x_{12} + x_{22} + x_{31} = 135 \\ x_{13} + x_{23} + x_{32} + x_{41} = 180 \end{cases} \quad (6.6)$$

Преобразуем систему (6.6) к виду:

$$\begin{cases} (M - 450 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12}) \cdot x_{41} = M \cdot x_{13} \\ (M - 10 \cdot x_{21} - 10 \cdot x_{22}) \cdot x_{41} = M \cdot x_{23} \\ (M - 10 \cdot x_{31}) \cdot x_{41} = M \cdot x_{32} \\ x_{11} + x_{21} = 90 \\ x_{12} + x_{22} + x_{31} = 135 \\ x_{13} + x_{23} + x_{32} + x_{41} = 180 \end{cases} \quad (6.7)$$

Из этой системы величина x_{41} определяется однозначно при заданных исходных параметрах:

$$x_{41} = \frac{180 \cdot M}{4 \cdot M - 2700} = 49,93 \text{ чел}$$

Не целое значение количества человек говорит о необходимости перехода работника в течение смены на другой участок работы. Условие получения целых значений будет введено ниже.

Минимальное время, за которое могут быть выполнены работы с 3 по 7 событие при замене четвертого парогенератора составляет

$$t = \frac{M}{x_{41}} = 137 \text{ суток}$$

Следовательно, при заданных исходных параметрах продолжительность выполнения работ по оптимизированному сетевому графику равна:

$$t_{кр}^{onm} = t_{1a2a} + t_{2a3a} + t_{1B2B} + t_{2B3B} + t_{1B2B} + t_{2B3B} + t_{1\Gamma2\Gamma} + t_{2\Gamma3\Gamma} + \frac{M}{x_{41}} = 177 \text{ суток}$$

где t – длительность выполнения работы; 1, 2, 3 – номер события сетевого графика; a, B, B, Γ – номер парогенератора (см. рис.6.1).

При этом относительное сокращение продолжительности замены четырех парогенераторов при оптимизации сетевого графика составляет

$$\delta = \frac{t_{кр} - t_{кр}^{onm}}{t_{кр}} = 7,8\%$$

Дальнейшей целью решения поставленной задачи является определение распределения работников по этапам работ, которое и обеспечивает сокращение продолжительности замены парогенераторов за счет выравнивания сроков завершения работ на отдельных парогенераторах.

Преобразуем систему уравнений (6.7), приняв замену $t = \frac{M}{x_{41}}$

$$\begin{cases} M - 450 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12} = t \cdot x_{13} \\ M - 10 \cdot x_{21} - 10 \cdot x_{22} = t \cdot x_{23} \\ M - 10 \cdot x_{31} = t \cdot x_{32} \\ x_{11} + x_{21} = 90 \\ x_{12} + x_{22} + x_{31} = 135 \\ x_{13} + x_{23} + x_{32} = 180 - x_{41} \end{cases}$$

В этой системе 6 уравнений и 9 неизвестных. Произвольно выбрав 3 переменных x_{11}, x_{12}, x_{23} , выразим через них остальные.

$$\left\{ \begin{array}{l} x_{13} = \frac{M - 450 - 10 \cdot x_{11} - 10 \cdot x_{12}}{t} \\ x_{22} = \frac{M - 10 \cdot (90 - x_{11}) - t \cdot x_{23}}{10} \\ x_{21} = 90 - x_{11} \\ x_{31} = 135 - x_{12} - \frac{M - 10 \cdot (90 - x_{11}) - t \cdot x_{23}}{10} \\ x_{32} = \frac{M - 10 \cdot (135 - x_{12} - \frac{M - 10 \cdot (90 - x_{11}) - t \cdot x_{23}}{10})}{t} \\ x_{41} = \frac{180 \cdot M}{4 \cdot M - 2700} \end{array} \right.$$

Из последней системы видно, что величина x_{41} определяется однозначно и позволяет определить минимальное время замены последнего парогенератора. Для определения свободных переменных x_{11}, x_{12}, x_{23} , которые могут принимать любые неотрицательные значения, воспользуемся методом перебора, введя дополнительные ограничения:

- количество человек не может быть отрицательным;
- количество человек x_{41} , занятых на работах по замене четвертого парогенератора, максимально;
- соотношения количеств работников должны быть:

$$x_{41} > x_{32} > x_{23} > x_{13}$$

$$x_{31} > x_{22} > x_{12}$$

$$x_{21} > x_{11}$$

- продолжительность выполнения работ бригадами численностью x_{13} (ПГ №1), x_{23} (ПГ №2), x_{32} (ПГ №3) и x_{41} (ПГ №4) составляет 137 дней (см. рис.6.2);

- продолжительность выполнения работ с первого по третье событие на всех парогенераторах составляет 10 дней.

Расчеты, выполненные с учетом этих ограничений, выявили 9 вариантов оптимального распределения работников по этапам работ, в том числе дробные, что означает необходимость перехода работников с объекта на объект в течение смены, что в реальных условиях реализовать практически невозможно.

Поэтому было введено дополнительное условие, исключающее переход работников с объекта на объект в течение смены. В результате был получен один вариант оптимального распределения работников по этапам работ (табл.6.1). При этом работы на отдельных парогенераторах будут заканчиваться с некоторым сдвигом.

Таблица 6.1

Распределение работников по этапам работ

M	t_{13}	t_{23}	t_{32}	t_{41}	x_{11}	x_{12}	x_{13}	x_{21}	x_{22}	x_{23}	x_{31}	x_{32}	x_{41}
6840,00	135,37	136,98	135,72	137,00	41	43	41	49	46	42	46	47	50

На рис.6.3 представлена диаграмма сроков замены отдельных парогенераторов по оптимизированному сетевому графику.

Для решения подобных задач было специально разработано программное обеспечение в среде программирования DELPHI, которое имеет доступный интерфейс и позволяет определять оптимальное распределение работников по этапам параллельно выполняемых работ с целью минимизации сроков их выполнения.

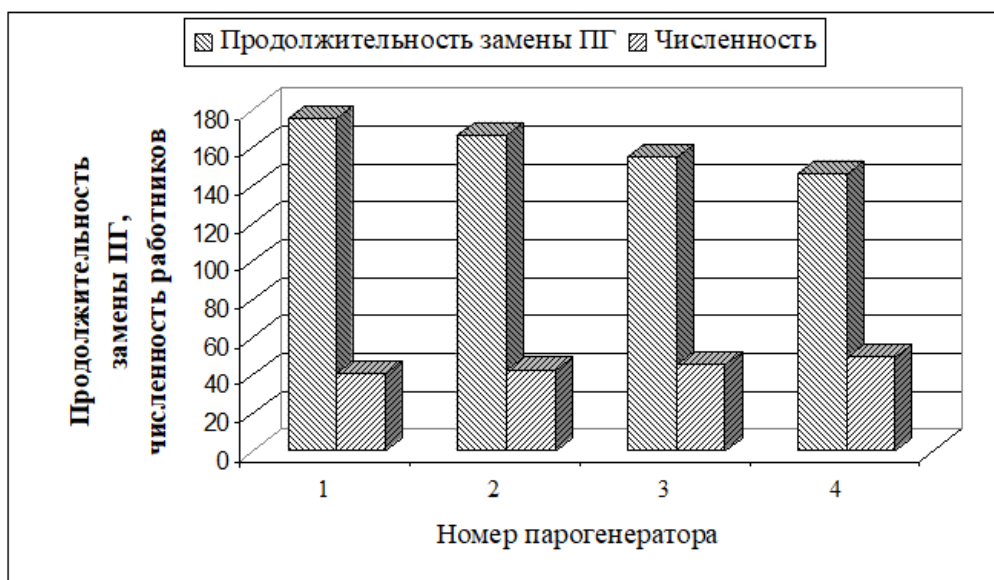


Рисунок 6.3 Продолжительность замены парогенераторов и численность работников по оптимизированному графику

6.2. Разработка технологии замораживания натрия в трубопроводах при ремонте и аварийных ситуациях

В большинстве действующих РУ на быстрых нейтронах в качестве теплоносителя используется жидкий натрий. Натрий имеет невысокую температуру плавления ($97,8\text{ }^{\circ}\text{C}$). Особенностью натриевого теплоносителя является его химическая активность по отношению к воде, пару, воздуху и активация под воздействием нейтронного излучения в активной зоне с образованием изотопов ^{22}Na и ^{24}Na [55].

Для исключения попадания рабочего тела (воды, пара) в активную зону, а также его контакта с радиоактивным натрием, предусмотрен промежуточный II контур с натриевым теплоносителем, радиоактивность которого низка⁴⁷ [7] и практически не влияет на радиационную обстановку в помещениях.

Особенностью реакторов БН-600 и БН-800 является интегральная компоновка, то есть все основное оборудование первого радиоактивного контура сконцентрировано в одном баке – корпусе реактора. Исключение составляет система очистки натрия первого контура, оборудование которой находится вне корпуса реактора⁴⁸ (см. рис. 1.18) [20].

Радиоактивность теплоносителя первого контура при работе реактора определяется радионуклидом ^{24}Na ($T_{1/2} = 15,005\text{ ч}$). После останова реактора и распада ^{24}Na радиоактивность натрия определяется изотопом ^{22}Na ($T_{1/2} = 2,602\text{ лет}$) [50].

Особенности натрия, как теплоносителя, определяют ряд требований к оборудованию ЯЭУ, связанных с исключением протечек во внешнюю среду. При производстве ремонтных работ используется замораживание натрия. Принцип

⁴⁷ В петлях, прилегающих по расположению к элеваторам загрузки-выгрузки, активность ^{24}Na составляет 500...700 Бк/кг. В петле, расположенной напротив элеваторов - 110 Бк/кг.

⁴⁸ На проектируемой реакторной установке БН-1200 предполагается размещение фильтр-ловушек первого контура в баке реактора и встроенную систему контроля качества натрия первого контура. Это приведет к исключению внешних трубопроводов с радиоактивным натрием и обслуживающих их систем.

замораживания используется также в конструкциях уплотнения некоторых натриевых насосов [216] и арматуры больших диаметров [217].

В соответствии с требованиями Правил охраны труда при эксплуатации тепломеханического оборудования и тепловых сетей атомных станций АО «Концерн Росэнергоатом» технология вскрытия оборудования или трубопровода и их ремонта должна исключать плавление натрия внутри трубопровода или оборудования [218]. Поэтому работы по вскрытию оборудования или трубопроводов с натрием разрешается производить при их температуре и температуре отключенных соседних зон и дренажей не более 60 °С.

Кроме того, при выполнении ряда работ без вскрытия трубопровода или оборудования с натрием, не связанных с опасностью их повреждения (например, замена или ремонт электронагревателей обогрева, теплоизоляции, ревизия ходовых гаек арматуры), слив натрия не производится, но его циркуляция прекращается, и ремонтируемый участок охлаждается до температуры не выше 60 °С.

На практике для охлаждения и поддержания требуемой температуры участков натриевых трубопроводов используется обдув охлажденным сжатым воздухом. Это требует значительного времени на охлаждение (до нескольких суток) ввиду низкой эффективности процесса охлаждения, большого расхода сжатого воздуха, а при замораживании трубопроводов с радиоактивным натрием приводит к увеличению дозовых затрат персонала. Так, в 2011 г. в рамках ПСЭ БН-600 были проведены работы по замене запорной арматуры на отводе и возврате натрия первого контура на очистку, повлекшие значительные коллективные дозовые затраты (208,07 мЗв).

Для преодоления этой проблемы автором диссертации была предложена концепция решения данной изобретательской задачи, заключающаяся в использовании эффекта поглощения теплоты при расширении сжатого воздуха в специальном устройстве, устанавливаемом на охлаждаемый участок трубопровода. Основным элементом устройства является быстросъемный цилиндрический элемент (кожух) с патрубком подвода сжатого воздуха,

устанавливаемый на охлаждаемый участок трубопровода. Воздух, проходя по кольцевому пространству между кожухом и натриевым трубопроводом, охлаждает натрий и выходит через торцевой кольцевой зазор [153].

Для теоретического обоснования предложенной концепции и определения оптимальных конструктивных характеристик устройства был проведен комплекс работ по компьютерному теплогидравлическому моделированию процесса охлаждения натрия с использованием пакета Cosmos Flo Works, входящего в состав программного комплекса Solid Works.

На первом этапе была создана твердотельная модель охлаждаемого участка натриевого трубопровода с установленным на нем устройством, которая состоит из нескольких элементов [219]. Первым элементом является устройство для охлаждения (рис. 6.4, а), представляющее собой цилиндрический элемент (кожух), диаметр которого определяется исходя из диаметра трубопровода с натрием и величины кольцевого зазора между трубопроводом и кожухом. Вторым элементом модели является участок трубопровода, заполненного натрием. Третьим и четвертым элементами модели являются «торцевые крышки» для задания граничных условий.

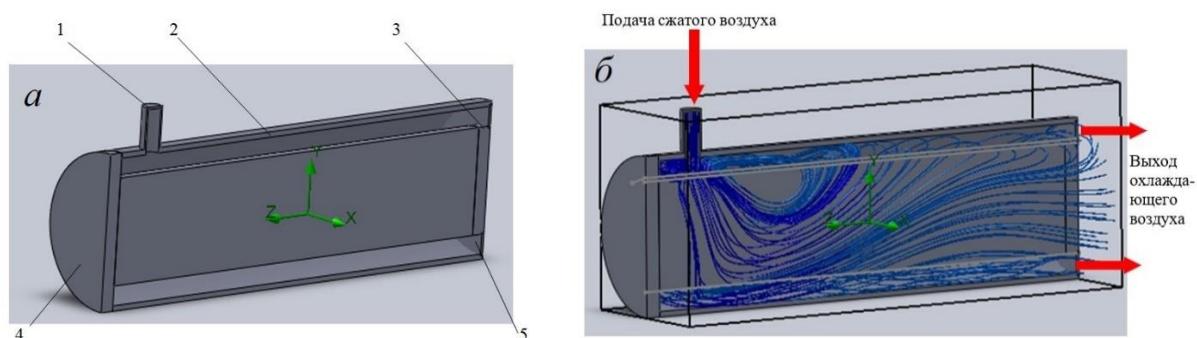


Рисунок 6.4. Разрез модели в сборе (а) и распределение потоков воздуха внутри кожуха (б): 1 – патрубок входа сжатого воздуха; 2 – кожух; 3, 4 – торцевые крышки модели; 5 – кольцевой зазор для выхода воздуха

Исходными данными для моделирования процесса охлаждения являются теплофизические свойства натрия, температура натрия в начале и конце процесса охлаждения, параметры воздуха на входе в кожух, параметры окружающей среды, геометрические характеристики кожуха.

В реальных условиях по сечению трубопровода, заполненного натрием, происходит передача тепловой энергии от соседней тепловой зоны (участка) к охлаждаемому участку за счет теплопроводности. Для учета этого явления задается тепловой поток в виде поверхностного источника теплоты на торцевой крышке 4 (см. рис. 6.4), мощность которого определяется в соответствии с температурным режимом соседней тепловой зоны трубопровода, теплофизическими свойствами натрия и геометрическими характеристиками трубопровода.

Параметры охлаждающей среды на входе в кожух соответствуют штатной системе сжатого воздуха ($P=650$ кПа). На практике это упрощает подвод охлаждающей среды во все помещения атомной станции через разводки сжатого воздуха. Расход определяется в процессе моделирования исходя из геометрических характеристик устройства для охлаждения.

Моделирование процесса охлаждения натрия проводилось для основных диаметров натриевых трубопроводов энергоблока АЭС с реактором БН-600. На рис. 6.4, б представлены результаты моделирования потоков воздуха внутри устройства для охлаждения трубопровода.

Рассмотрим в качестве примера результаты параметрических исследований режимов охлаждения натриевого трубопровода $\varnothing 100$ мм при длине кожуха 1 м. Хотя, по правилам безопасности, температура трубопровода при вскрытии не должна превышать 60°C , в разрабатываемых программах производства работ на натриевых системах для запаса принимается 40°C . Поэтому расчет проводился до достижения температуры участка, прилегающего к зоне ремонта 40°C .

Полученные в процессе моделирования результаты в виде температурных полей на охлаждаемом участке имеют характерную конфигурацию. На рис. 6.5 приведено изменение температурных полей в процессе охлаждения при толщине кольцевого зазора между кожухом и трубопроводом 20 мм.

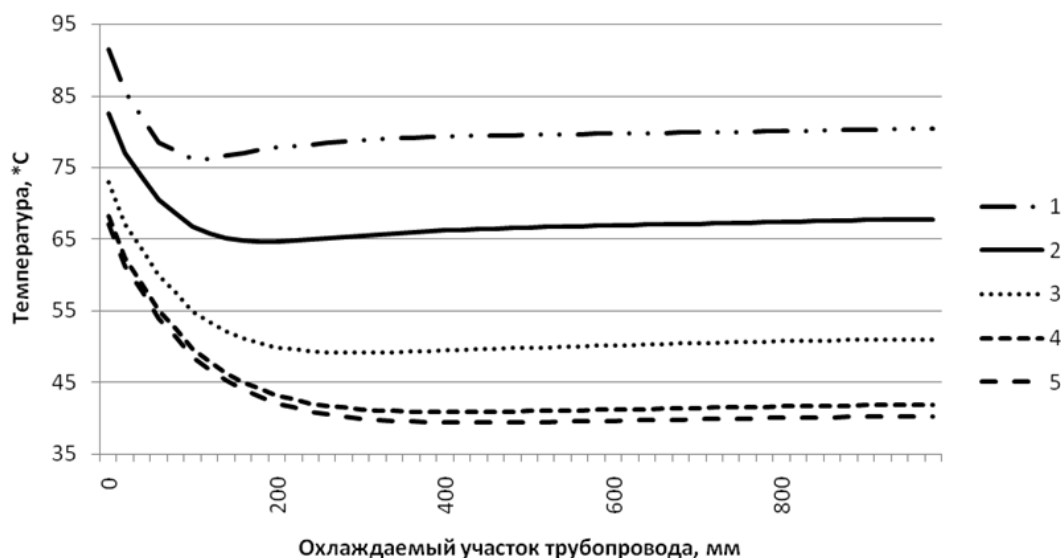


Рисунок 6.5. Изменение температурных полей охлаждаемого участка натриевого трубопровода через 20 (1)⁴⁹; 40 (2); 80 (3); 120 (4); 130 (5) минут после начала охлаждения

После достижения безопасной температуры расход сжатого воздуха можно снизить. На рис.6.6 показано изменение температурных полей до момента стабилизации при снижении расхода воздуха. При этом за начальный момент времени (кривая 1) взяты параметры, соответствующие тепловому состоянию рассматриваемого участка через 130 минут после начала охлаждения (см. рис.6.5, кривая 5).

Разработанное устройство для охлаждения натрия позволяет повысить безопасность проведения работ. При выявлении роста температуры натрия её можно понизить, увеличив расход сжатого воздуха.

Результаты моделирования снижения температуры натриевого трубопровода при естественной конвекции, при температуре окружающего воздуха 25⁰C результаты показывают, что скорость охлаждения очень мала (рис.6.7). В реальных помещениях температура воздуха, как правило, значительно выше, следовательно, скорость естественного охлаждения будет еще меньше. Это подтверждают данные из практики проведения ремонтных работ.

⁴⁹ В скобках указаны номера кривых на графике

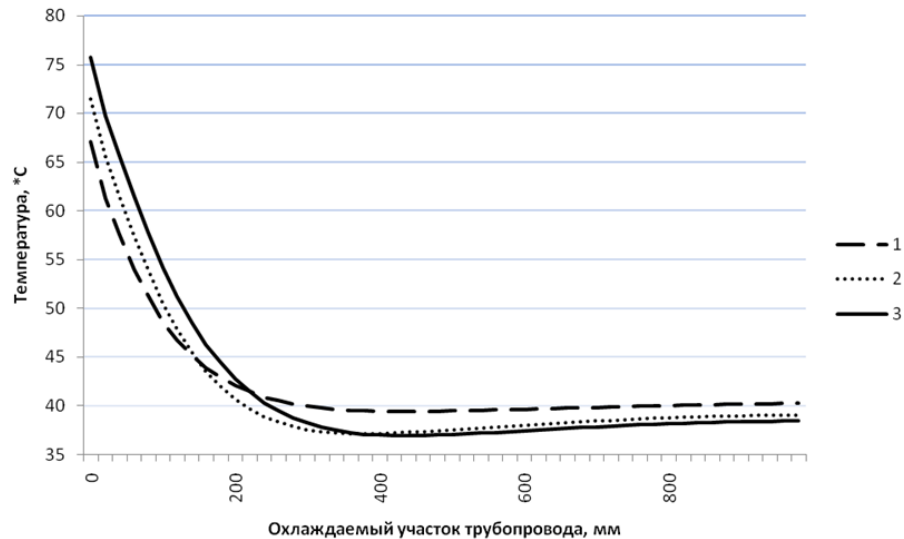


Рисунок 6.6. Температурные поля охлаждаемого участка трубопровода в момент снижения расхода сжатого воздуха (1); через 40 минут (2) и при стабилизации через 60 минут (3)

Проведенные параметрические исследования позволили определить зависимость времени снижения температуры натрия до заданного значения от расхода охлаждающей среды, который в свою очередь зависит от геометрических характеристик устройства для расхолаживания, а также требуемые объемы сжатого воздуха (рис. 6.8).

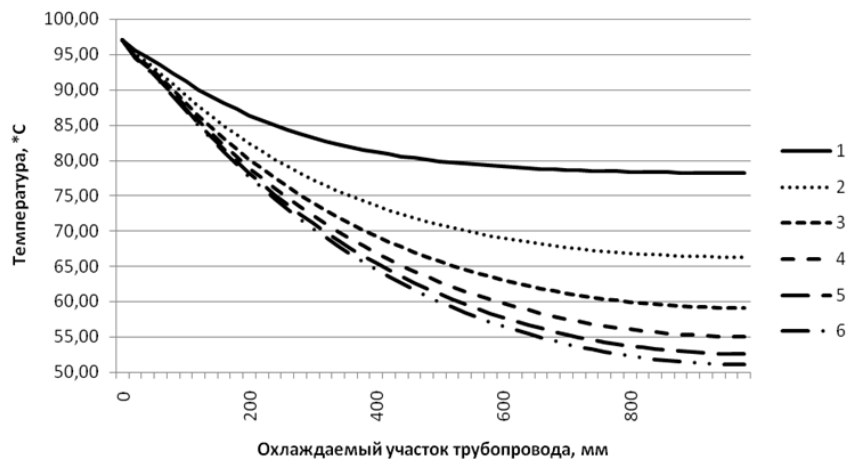


Рисунок 6.7. Изменение температурных полей горизонтального участка трубопровода при естественно конвекции через 40 (1); 80 (2); 120 (3); 160 (4); 200 (5); 240 (6) минут после начала охлаждения

Результаты параметрических исследований, полученные с помощью моделирования, могут быть использованы для оптимизации процесса охлаждения натрия при проведении работ на натриевых системах и оборудовании.

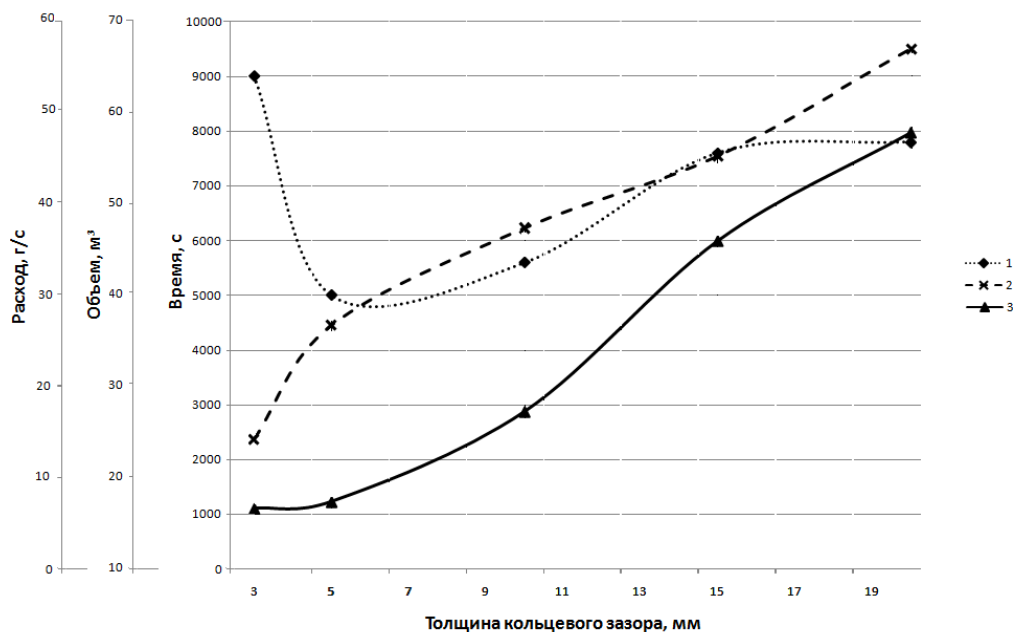


Рисунок 6.8. Зависимость времени охлаждения, расхода и потребного объема охлаждающей среды от величины кольцевого зазора: 1 – время охлаждения; 2 – расход охлаждающей среды; 3 – затраченный объем воздуха

В качестве примера было проведено моделирование системы заморозки для трубопровода подачи натрия первого контура на очистку $\varnothing 219 \times 11$, на котором производилась замена арматуры с целью продления срока эксплуатации. Как показывают результаты, моделирования, температура охлаждаемого участка примыкающего к заменяемой арматуре, снизилась до 45°C через три часа охлаждения с помощью быстросъемного устройства. При этом температура участка со стороны реактора составляла 58°C . В реальных условиях при замене запорной арматуры на системе очистки натрия первого контура БН-600 (2011) время охлаждения до 60°C путем обдува охлажденным воздухом составило около 2 суток.

В дальнейшем предложенная концепция устройства была доработана, оформлены заявки и получены патенты на две полезные модели №171057:

«Устройство для ускоренного замораживания и последующего размораживания жидкого щелочного металла в трубах реакторов АЭС» [220] и №180121 «Устройство для регулируемого охлаждения жидкого металла в трубах реакторов на быстрых нейтронах» [221]. Подана заявка на изобретение «Устройство для заморозки жидкого натрия в трубопроводах АЭС» №2021 127 766 [222].

6.3. Разработка блочной быстросъемной комбинированной радиационной и тепловой защиты

Как было указано в п.1.5, в рамках продления срока эксплуатации РУ БН-600 для повышения безопасности была проведена модернизация ряда вспомогательных систем первого контура, что повлекло за собой высокие ДЗ. Это явилось побуждающим фактором для постановки научно-технической задачи по минимизации облучаемости персонала. Автором диссертации был выполнен анализ пооперационных ДЗ при работах по модернизации трубопроводных систем, расположенных в помещениях первого контура, который выявил значительный, а в ряде случаев подавляющий вклад в КД вспомогательных работ по демонтажу-монтажу теплоизоляции, установке-снятию лесов и подмостей (см. рис. 1.22).

Блочную съемную теплоизоляцию (БСТИ) на трубопроводах и оборудовании АЭС начали внедрять с начала 2000-х годов. Использование БСТИ позволяет значительно увеличить срок ее использования, уменьшить количество РАО, значительно сократить время на демонтаж-монтаж и, соответственно, снизить ДЗ [223]. Например, применение быстросъемной теплоизоляции на Калининской АЭС в период с 2008 по 2010 гг. позволило снизить коллективную дозу на 23-30 чел·мЗв [224]. Как показывают проведенные расчетные оценки, использование быстросъемной теплоизоляции вместо обычной тепловой изоляции на атомных станциях позволяет сократить коллективную дозу на 27-38% при монтаже и на 31-63% при демонтаже теплоизоляции [225].

В ряде случаев (с точки зрения оптимизации радиационной защиты персонала) представляет интерес использование комбинированной быстросъемной тепловой и радиационной защиты. Такая защита может использоваться для высокотемпературных радиоактивных систем, например, при проведении эксплуатационного контроля металла, требующего обеспечения периодического доступа к сварным соединениям. Это явилось побуждающим фактором для решения данной проблемы – сокращения времени демонтажа-монтажа теплоизоляции и, соответственно, снижения дозовых затрат персонала.

В диссертационной работе рассматривается использование комбинированной быстросъемной тепловой изоляции и радиационной защиты, выполненной в виде блоков, устанавливаемых на оборудование с помощью крепежных устройств, на наружную поверхность которых установлен радиационно-защитный экран. Использование такой комбинированной защиты позволяет сократить время на монтаж-демонтаж радиационной защиты и теплоизоляции, снизив тем самым радиационную нагрузку на персонал и уменьшив коллективную дозу. В обслуживаемых помещениях с радиоактивными системами использование такой защиты позволяет снизить радиационный фон в рабочих зонах [226].

На основании уже известных работ по разработке и применению блочной тепловой изоляции, внедряемой в настоящее время на АЭС и сокращающих время демонтажа-монтажа теплоизоляции [223], [227], были проведены расчетно-экспериментальные исследования по разработке комбинированной тепловой изоляции и радиационной защиты, в том числе по определению оптимальных характеристик устройства.

Для исследования характеристик быстросъемной комбинированной тепловой и радиационной защиты было проведено моделирование процесса теплопередачи в программном пакете SolidWorks. Первым этапом моделирования было создание твердотельной модели. В качестве модели был выбран трубопровод длиной 1 м и диаметром 200 мм, окруженный слоем тепловой изоляции определенной толщины и слоем радиационно-защитного экрана толщиной 20 мм. Толщина тепловой изоляции выбиралась из нескольких условий: во-первых,

согласно требованиям, предъявляемым к тепловой изоляции, температура на поверхности трубопровода в помещениях, в которые возможен доступ персонала, не должна превышать 45°C ; во-вторых, предел температуры эксплуатации для радиационно-защитного экрана, установленный заводом изготовителем, составляет 70°C , поэтому данная температура не должна быть превышена в любой точке радиационно-защитного экрана.

Для упрощения модели материал трубопровода не учитывался, так как сталь обладает высокой теплопроводностью, и ее вкладом в термическое сопротивление пренебрегаем. В качестве греющей среды рассматривалась вода при температуре от 100 до 225°C , протекающая со скоростью 2 м/с. Снаружи труба омывается воздухом при температуре 20°C в режиме свободной конвекции.

В качестве защитного экрана рассматривался РЗМ Абрис-РЗ⁵⁰, представляющий собой гомогенную композицию на основе полимерного связующего и наполнителя необходимой концентрации с учетом изотопного состава радиоактивного загрязнения [148]. Хорошие теплоизолирующие свойства РЗМ позволяют уменьшить толщину теплоизоляционного слоя.

В качестве теплоизоляции рассматривались маты из материалов, обычно применяемых в энергетике. Согласно требованиям к теплоизоляции трубопроводов с положительными температурами теплопроводность изоляции не должна превышать $0,07$ Вт/(м·К). Исходя из этого, коэффициент теплопроводности изоляции был принят $0,04$ Вт/(м·К).

Коэффициент теплопроводности образцов РЗМ Абрис-РЗ был определен при помощи установки NETZSCH HFM 436 Lambda (рис. 6.9), которая позволяет производить измерения материалов с низкими коэффициентами теплопроводности с достаточно большой точностью [228].

Результаты моделирования в программном пакете SolidWorks и теоретического расчета по формулам [229] показывают, что температура на поверхности комбинированной тепловой и радиационной защиты трубопровода во всем рассматриваемом диапазоне температур рабочей среды не превышает 45°C , а по всему сечению радиационно-защитного экрана находится в допустимых

⁵⁰ В модели использовался РЗМ с массовым содержанием свинца 20%.

пределах (от +40 до +70 °С). Расхождения в значениях температур, полученных при вычислении по формулам и с помощью моделирования с использованием программного пакета SolidWorks составляют 5-8%, что показывает хорошую сходимость результатов.

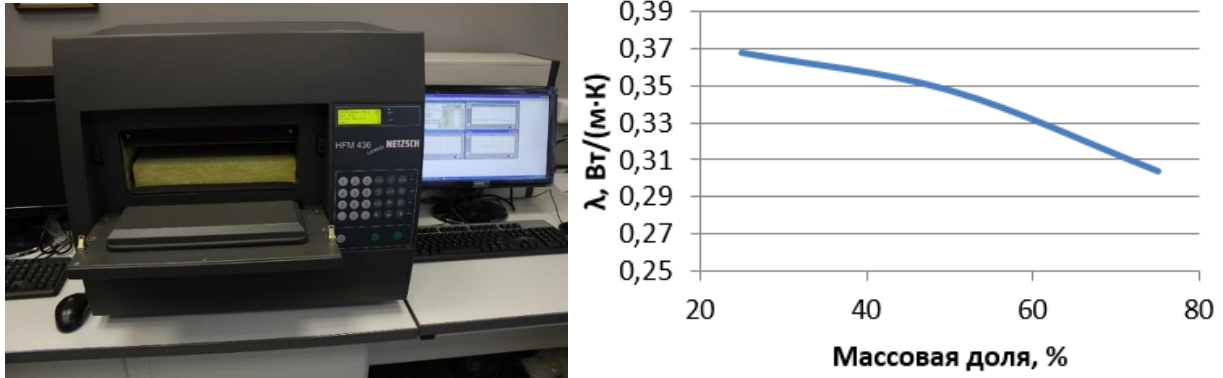


Рисунок 6.9. Установка NETZSCH HFM 436 Lambda Зависимость коэффициента теплопроводности от массовой доли барита

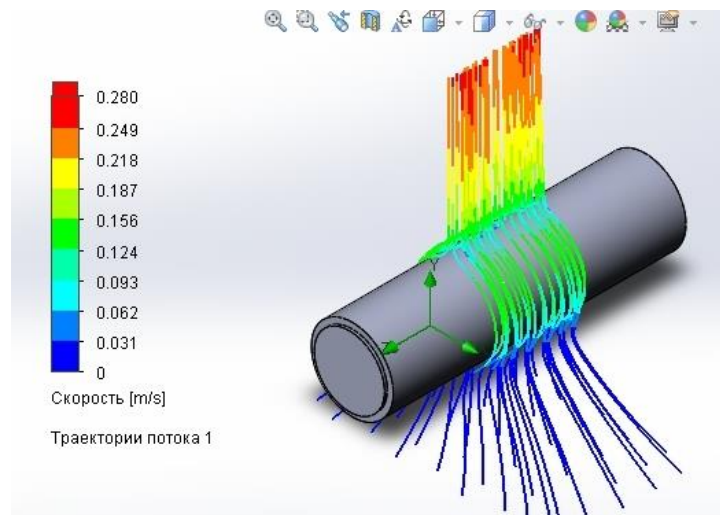


Рисунок 6.10. Моделирование естественной циркуляции воздуха, окружающего трубопровод с комбинированной тепловой и радиационной защитой

На основании полученных в ходе диссертационных исследований результатов был получен патент на изобретение [230]. На рис.6.11 представлено изображение запатентованного быстросъемного устройства для комбинированной радиационной и тепловой защиты трубопроводов с радиоактивными средами.

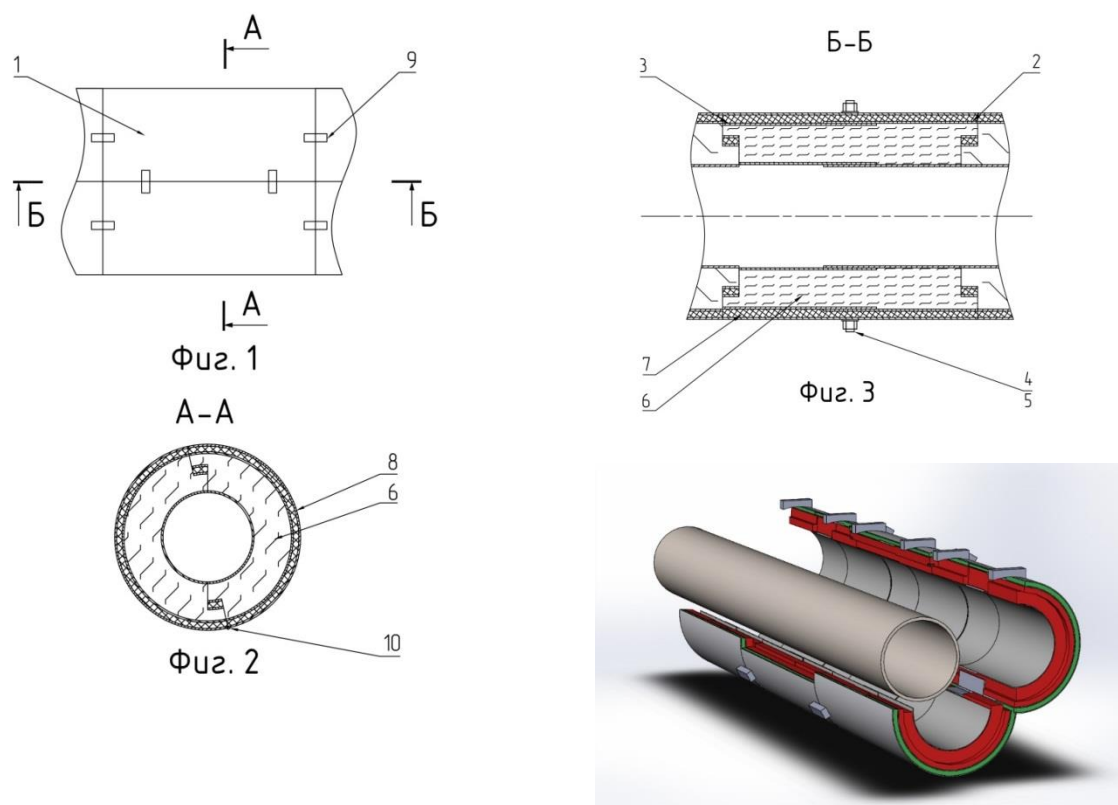


Рисунок 6.11. Быстросъемная тепловая и радиационная защита трубопроводов: 1 – блоки; 2 – наружный короб; 3 – внутренний короб; 4, 5 – гайки, шпильки; 6 – теплоизолирующий материал; 7 – радиационно-защитный экран; 8 – защитная стенка; 9 – замки; 10 – шарнир

Применение данной комбинированной быстросъемной тепловой и радиационной защиты позволит воздействовать сразу на два параметра. Помимо уменьшения времени на монтаж и демонтаж изоляции на время ремонтных работ, для выполнения операций по контролю металла и в других случаях, требующих удаления изоляции, эта конструкция также позволяет снизить дозовые нагрузки на персонал во время работы оборудования путем экранирования трубопроводов с радиоактивным теплоносителем от внешней среды.

6.4. Разработка мобильной сборной биологической защиты

Для обеспечения надежной защиты персонала АЭС при выполнении работ в помещениях, насыщенных радиоактивным оборудованием и трубопроводами, а также при проведении аварийно-восстановительных работ в случае радиационной аварии автором диссертации была предложена концепция и под его руководством и непосредственном участии студентами Куртеевым А.В. и Севастьяновым М.М.

было разработано конструкционное решение модели сборной биологической защиты от ионизирующего излучения. При проектировании мобильной защиты были решены следующие задачи: моделирование и построение 3D-модели защиты; выполнение на ее основе чертежей в программном обеспечении AutoCAD 2020, демонстрирующих работу защиты; определение оптимального состава материалов защиты на основании разработанной методологии; печать модели на 3D-принтере Anet A6; разработка и изготовление макетов помещений для апробации и демонстрации работы устройства в условиях «плотного насыщения» оборудованием [231].

Для мобильной установки разработаны съемные защитные блоки обеспечивающие необходимую кратность ослабления гамма-излучения; блок с раздвижными шторками, позволяющий минимизировать площадь радиоактивной рабочей поверхности, следовательно, и дозу облучения персонала; блок со смотровым окном, позволяющий проводить визуальный контроль работ (рис. 6.12-6.13).

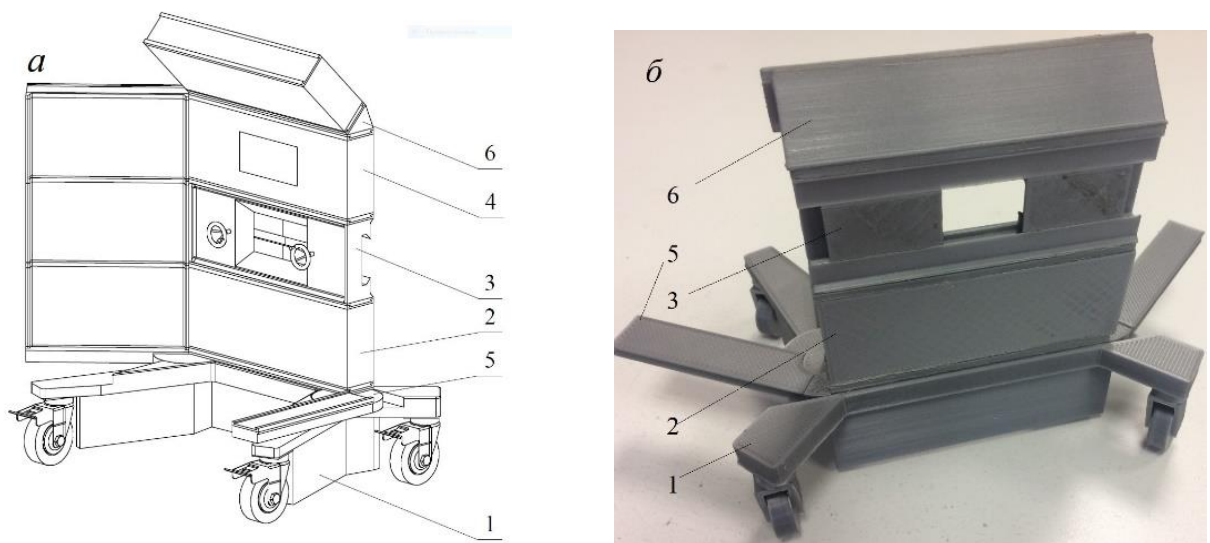


Рисунок 6.12. Чертеж (а) и модель, изготовленная на 3D-принтере (б) сборной мобильной биологической защиты: 1 – основание; 2 – основные блоки; 3 – блок с защитными шторками; 4 – блок с защитным стеклом; 5 – поворотные консоли для боковой защиты; 6 – переходные элементы

Защитные элементы от бокового и потолочного излучения, позволяют обеспечить защиту персонала со всех сторон, поворотные консоли дают возможность перемещения установки между препятствиями, например стенами,

оборудованием. На основании полученных результатов исследований получен патент на изобретение [232].

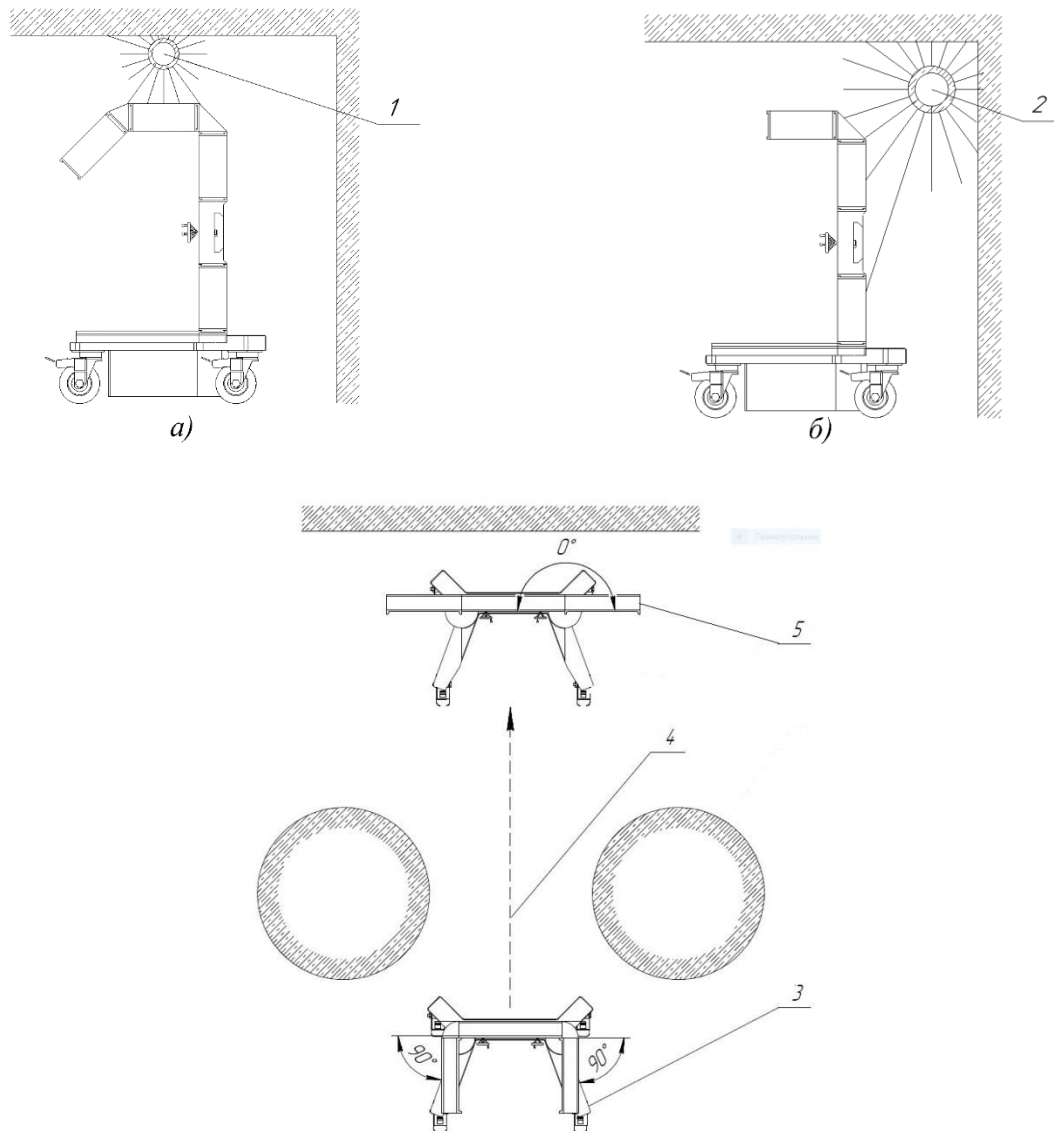


Рисунок 6.13. Сборная защита: 1, 2 – источники излучения; 3 – основание; 4 – траектория движения; 5 – поворотные консоли с защитой

6.5. Расчетно-экспериментальные исследования по повышению емкости контейнеров по сорбированной активности цезия-137 и кобальта-60

Все радиоактивные отходы (РАО), образующиеся при эксплуатации и выводе из эксплуатации АЭС, необходимо перерабатывать и приводить их в соответствие с критериями приемлемости для окончательной изоляции [233], [234]. В зависимости от агрегатного состояния, РАО подразделяются на твердые,

жидкие и газообразные. Все РАО подвергаются на АЭС очистке или дополнительной обработке на специальных установках. Основной задачей при обращении с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО) является окончательная изоляция кондиционированных РАО.

Среди методов кондиционирования наибольшее сокращение объемов ЖРО происходит при селективной сорбции (табл. 6.2) [235].

Таблица 6.2

Коэффициенты сокращения объемов ЖРО при переработке различными методами

Цементирование	Битумирование	Глубокое упаривание	Остекловывание	Селективная сорбция
0,9-1,3	1,5-2,5	2-3	3-4	70-90

Применение композитных неорганических сорбентов получает все более широкое распространение, обусловленное высокой способностью сорбентов концентрировать радионуклиды из большого объема жидкости на небольшом объеме сорбента [236] - [239]. Основные радиоизотопы переходят из жидкости в сорбент, тем самым увеличивая удельную активность сорбента. В связи с этим возникает проблема безопасного хранения использованного сорбента с высокой активностью в местах переработки, при транспортировке и хранении [240].

Анализ международного опыта показывает, что использование радиационно-загрязненного металла (РАО, образующихся при эксплуатации и выводе из эксплуатации АЭС) для изготовления металлических упаковок для обращения с РАО или компонентов для них (например, вкладышей), а также использование в виде металлической крошки как материала для улучшения защитных свойств бетонных контейнеров являются перспективными вариантами утилизации РАО. Это исключает затраты на обращение с РАО, связанные с их захоронением [241]. Для дополнительного экранирования также можно использовать природные минералы [91], [120], [122] и промышленные отходы [242].

Для оптимизации состава материалов дополнительного экранирования необходимо провести расчетно-экспериментальные исследования радиационно-защитных свойств рассматриваемых материалов.

НПП "ЭКСОРБ" разработала технологию COREBRICK™, позволяющую осуществлять кондиционирование (перевод из жидкого в твердое состояние) ЖРО, а затем безопасно хранить полученные твердые отходы. Проект создания технологии COREBRICK™ выполняется при поддержке Фонда Содействия Инновациям и в сотрудничестве с УралЭНИН УрФУ и АО «ВНИИАЭС».

В 2019 г. при подготовке к проведению испытаний и сооружении опытной установки в соответствии с договором между УрФУ и НПП «ЭКСОРБ» на выполнение научно-исследовательской работы по теме: «Расчетное обоснование радиационных параметров защитного контейнера с цементным компаундом, содержащим сорбент с изотопами цезия-137 и кобальта-60» под научным руководством и непосредственным участии автора диссертации были проведены расчетные исследования и моделирование дополнительного внутреннего экранирования для повышения емкости контейнеров по сорбированной активности $^{134, 137}\text{Cs}$ и ^{60}Co для переработки ЖРО БН-350.

Для решения задачи использовался компьютерный расчет, использующий при моделировании распространения частиц метод Монте-Карло [243], [244]. Для определения мощности дозы на расстоянии 1 м от контейнера моделировались сферы радиусом 10 см (ячейки-детекторы), имитирующие состав мышечной ткани человека (рис.6.14), в которых проводилась оценка энергосвечения.

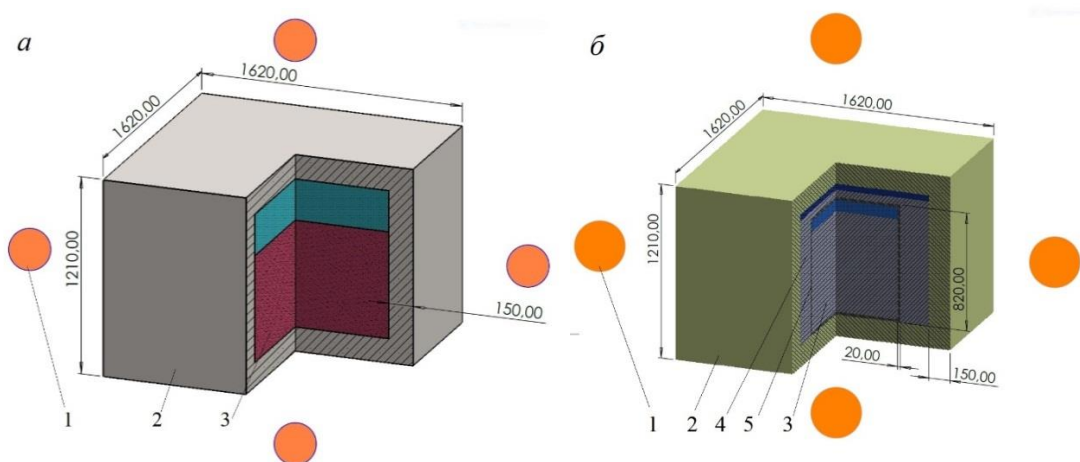


Рисунок 6.14. Модель контейнера без вкладыша (а) и со стальным вкладышем (б): 1 – детектор; 2 – контейнер; 3 – цементный компаунд с радиоактивным сорбентом; 4 – пространство между вкладышем и контейнером; 5 – вкладыш

Полученная в результате расчета величина имеет размерность МэВ/(г·част). Для получения значения с размерностью Рад/(с·част) использовался переводной коэффициент 1.602×10^{-8} . Затем с учетом активности сорбента результат переводился в мкЗв/ч.

Для вычисления максимальной суммарной активности кобальта-60, обеспечивающей допустимую мощность дозы на расстоянии 1 м от поверхности контейнера, воспользуемся формулой, полученной из выражения, использованного при переводе результатов моделирования программы в мощность дозы:

$$a_{Co-60} = \frac{40}{k * (900 \overline{E}_{Cs-137} + 2 \overline{E}_{Co-60})}$$

где k – переводной коэффициент из МэВ/(г·част) в мкЗв/ч; $\overline{E}_{Cs-137}, \overline{E}_{Co-60}$ – средние значения показаний детекторов для Cs-137 и Co-60. Используя найденную активность кобальта-60 и заданное соотношение удельных активностей кобальта-60 и цезия-137⁵¹, определяем активность цезия.

При традиционной схеме сорбент, насыщенный в процессе ионоселективной очистки ЖРО радиоактивными изотопами $^{134}, ^{137}\text{Cs}$ и ^{60}Co , смешивается с цементным раствором и размещается в специальных бетонных защитных контейнерах типа НЗК. При этом, суммарная активность цементного компаунда с сорбентом в контейнере ограничивается максимальным значением мощности дозы на расстоянии 1 метр от боковой поверхности контейнера, равным 40 мкЗв/ч. Как показали результаты моделирования с использованием метода Монте-Карло это условие выполняется, если суммарная активность цементного компаунда в контейнере не превышает 2,65 Ки (рис.6.15) [245]. Такое малое значение активности требует большого количества контейнеров для кондиционирования имеющегося объема ЖРО. Это повышает стоимость переработки и объемы хранилищ для размещения контейнеров.

⁵¹ По условиям задачи удельная активность сорбента по цезию-137 – 0,1 Ки/л; по кобальту-60 – 0,001 Ки/л

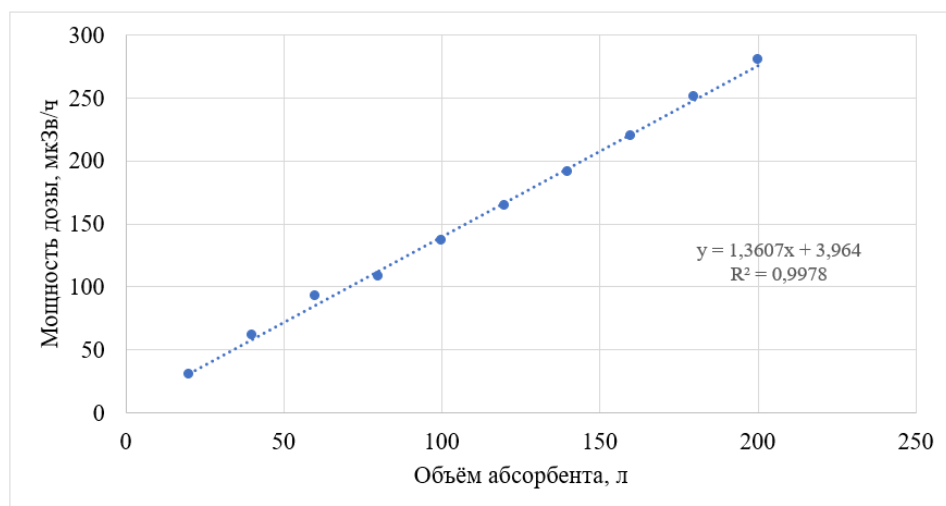


Рисунок 6.15. Мощность дозы в зависимости от загрузки абсорбента на расстоянии 1 м от поверхности контейнера

В таблице 6.3 и на рисунке 6.16 в качестве примера представлены основные результаты, проведенного моделирования при использовании дополнительного экранирования в виде стальной капсулы с толщиной стенки 2 см для размещения сорбента, насыщенного изотопами цезий-137 и кобальт-60, при переработке ЖРО РУ БН-350.

Таблица 6.3

Основные результаты моделирования
Объем компаунда 200 л

Суммарная активность Cs-137, Ки	20	Суммарная активность Co-60, Ки	0,02
Показания на 1 детекторе, МэВ/г	$2,2747 \cdot 10^{-11}$	Показания на 1 детекторе, МэВ/г	$2,4022 \cdot 10^{-11}$
Показания на 2 детекторе, МэВ/г	$2,7956 \cdot 10^{-11}$	Показания на 2 детекторе, МэВ/г	$2,1418 \cdot 10^{-11}$
Показания на 3 детекторе, МэВ/г	$2,9391 \cdot 10^{-11}$	Показания на 3 детекторе, МэВ/г	$2,1483 \cdot 10^{-11}$
Показания на 4 детекторе, МэВ/г	$3,2658 \cdot 10^{-11}$	Показания на 4 детекторе, МэВ/г	$2,7065 \cdot 10^{-11}$
Среднее значение, МэВ/г	$2,8188 \cdot 10^{-11}$	Среднее значение, МэВ/г	$2,3497 \cdot 10^{-11}$
Мощность дозы, создаваемое в детекторе, мкЗв/ч	10,83	Мощность дозы, создаваемой в детекторе, мкЗв/ч	0,2
Суммарная мощность дозы, мкЗв/ч		11,03 ⁵²	

⁵² Погрешность моделирования 11%

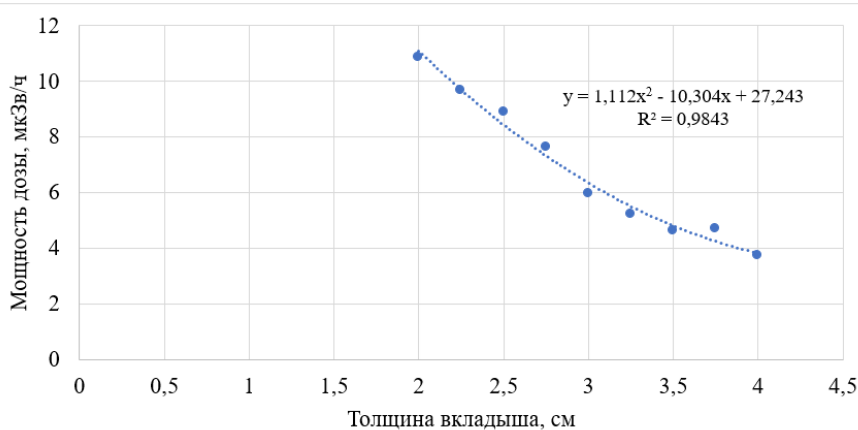


Рисунок 6.16. Мощность дозы излучения на расстоянии 1 м от боковой поверхности контейнера в зависимости от толщины вкладыша

Результаты этих исследований позволяют оптимизировать затраты и значительно снизить потребное количество контейнеров для переработки полного объема жидких радиоактивных отходов БН-350. К маю 2020 г. на опытной установке Corebrick НПП «Эксорб» было очищено более 3 м³ жидких радиоактивных отходов (кубовых остатков) при соблюдении требований радиационной безопасности. В результате активность ЖРО по Cs-137 была снижена с 78 млн. Бк/л до 20 Бк/л; по Co-60 – с 10 тыс. Бк/л до менее 400 Бк/л. Из очищенных растворов получено чистое бетонное изделие (Акт о внедрении, НПП «ЭКСОРБ»).

В настоящее время ведутся расчетно-экспериментальные исследования по оптимизации дополнительного экранирования контейнеров с использованием различных вариантов размещения отвержденных ЖРО, материалам вкладыша-капсулы и наполнителям. Рассматриваемый усовершенствованный контейнер состоит из 3-х областей. Наружная стенка толщиной 15 см выполнена из бетона, за ней следует пустое пространство, которое можно заполнить различными наполнителями. В центре контейнера расположен вкладыш цилиндрической формы из различных металлов / сплавов толщиной от 0,5 до 3 см, в котором размещен сорбент, насыщенный изотопами цезия и кобальта. Изучено влияние видов и толщины слоя вкладыша и наполнителя на мощность эффективной дозы. Оценка мощности дозы, создаваемой кондиционированными ЖРО на расстоянии

1 м от контейнера, проводится с помощью моделирования методом Монте-Карло [245].

Автором диссертации была предложена концепция дополнительного экранирования фильтра-контейнера с высокоактивным сорбентом в защитном бетонном контейнере и под его руководством и непосредственном участии группой студентов (Потеряевым С. Н., Розаненковым И. Э., Сивинских И. А.) было проведено моделирование методом Монте-Карло, расчетные исследования, отработаны конструкционные особенности, оформлена заявка и получен патент на полезную модель «Фильтр-контейнер для радиоактивных отходов» [246].

Фильтр-контейнер может использоваться для переработки, транспортировки и хранения РАО. Содержит помещенный в бетонную биологическую защиту фильтр, имеющий цилиндрический корпус, крышку, дно, штуцеры подачи и вывода жидкости, герметизирующие пробки, заполненный селективным к радионуклидам сорбентом. Биологическая защита представляет собой смесь бетона и содержащихся в нем равномерно распределенных фрагментированных низкоактивных радиоактивных отходов (НАО) и очень низкоактивных радиоактивных отходов (ОНАО). Разработанная конструкция фильтр-контейнера позволяет повысить его суммарную емкость по активности за счёт усовершенствования биологической защиты, в том числе утилизации НАО и ОНАО, образующихся при эксплуатации и ВЭ АЭС, при соблюдении условий радиационной безопасности [246].

6.6. Разработка 3D-моделей радиационно-опасных помещений и оборудования

Актуальность развития виртуального обучения персонала АЭС определяется недоступностью ряда оборудования и систем, контактирующих с радиоактивными средами [247]-[249]. Виртуальные технологии минимизируют время пребывания персонала в радиационно-опасных зонах за счет изучения конструкции и технологии выполнений операций на радиоактивных оборудовании

и системах АЭС в чистой зоне, а также ознакомления с расположением оборудования, приборов и других элементов в помещениях (боксах) АЭС [250], [251].

Важнейшей составляющей процесса планирования работ в ЗКД, определяющей его качество и эффективность является возможность оперативного доступа к огромному массиву данных по радиационным параметрам в различных точках рабочей зоны, геометрическим характеристикам, материалам изготовления, истории эксплуатации, аварийных ситуаций и т.п. для всех конструктивных элементов атомной электростанции [198]. Во времена проектирования и сооружения подавляющего числа энергоблоков АЭС, эксплуатируемых в настоящее время и окончательно остановленных для ВЭ, использовались бумажные носители информации, что значительно затрудняет поиск необходимой информации, увеличивает время планирования радиационно-опасных работ.

В настоящее время в атомной отрасли, активно внедряется цифровизация⁵³, повышающая эффективность производства на всех этапах жизненного цикла АЭС, начиная от проектирования и заканчивая ВЭ. Важным направлением цифровизации является создание 3D-моделей оборудования, помещений, которые должна включать в себя как визуальную, так и информационную составляющую. Виртуальная модель позволяет сократить время сооружения АЭС, повысить эффективность планирования и проведения работ по ТОиР, модернизации и демонтажу оборудования, особенно радиоактивного [252], [253].

Компоновка помещений АЭС характеризуется большой насыщенностью оборудованием, трубопроводами и другими элементами. Передвижение и сложность ориентирования в незнакомой обстановке увеличивает время пребывания персонала (особенно стороннего, привлекаемого для выполнения ряда работ) в полях ионизирующего излучения, и соответственно, повышает «непродуктивные» дозы облучения. В связи с этим, значимым резервом в снижении дозовых затрат персонала является предварительное изучение маршрута перемещения и рабочей зоны с помощью виртуальных технологий, в

⁵³ Цифровизация - это процесс внедрения цифровых систем передачи данных на первичном этапе создания объектов, средств коммутации и управления, обеспечивающих передачу и распределение потоков информации в цифровом виде на последующих этапах использования.

том числе 3D-моделей помещений АЭС с оборудованием, которые позволяют получать максимально реалистичные изображения в различных ракурсах [254], [255]. Такая подготовка может дать значительный вклад в сокращении времени пребывания персонала в радиационно-опасных помещениях.

При разработке программ подготовки персонала использовались два вида моделирования: компьютерное информационное и имитационное. В работах [254], [255] рассматривается процесс создания трёхмерных BIM-моделей (Building Information Model - информационная модель здания или, иначе говоря, информационное моделирование) на примерах разработки:

- модели помещения с расположенным в нем оборудованием и трубопроводами системы компенсации объема энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-210, выводимого из эксплуатации, с нанесением точек с данными радиационных параметров (рис.6.17,а);
- модели технологического помещения вспомогательной системы, включающей трубопроводы, теплообменники, трубопроводную арматуру, насос и другие конструкционные элементы (рис.6.17,б)
- 3D-моделей радиационно-опасных помещений 1-го контура энергоблока с реактором БН-600.

Исходными данными для создания моделей помещения с расположенным в нем оборудованием и трубопроводами системы компенсации объема энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-210 служили чертежи, эскизы, данные протоколов измерения радиационной обстановки в определенных точках контроля [252].

В процессе моделирования использовались BIM и 3D-программы AutoDesk Revit и AutoDesk 3DS Max (только учебные версии программ).

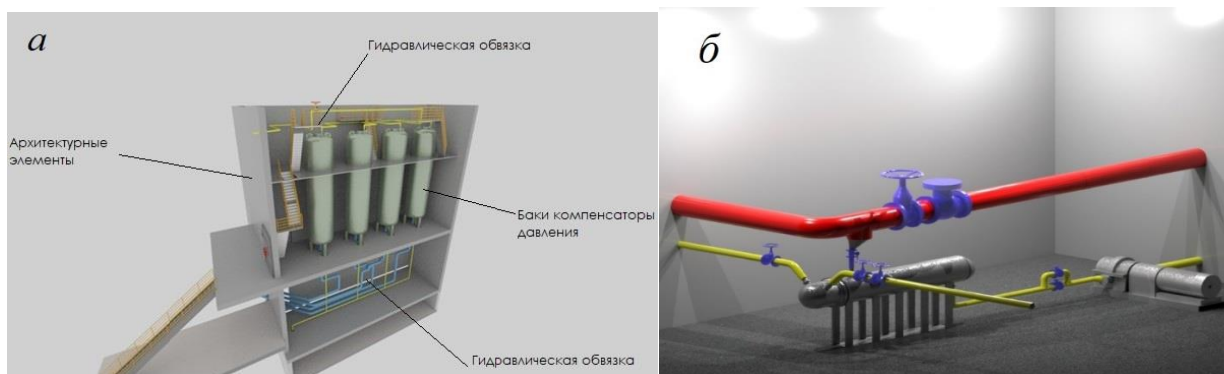


Рисунок 6.17. Модели помещения компенсаторов объема ВВЭР-210 (а) и модельной технологической системы (б)

На 3D-модели помещения компенсаторов объема размещены точки контроля радиационных параметров (мощность дозы γ -излучения, плотности потока β -излучения) в соответствии с их координатами (рис. 6.18). Наличие точек радиационного контроля помогает упростить использование алгоритма маршрутной оптимизации, а также позволяет ознакомить персонал с наиболее радиационно-загрязненными участками помещения. Системой координат служат стены и перекрытия. Программой создается сетка осей и размещаются объекты относительно неё [257].

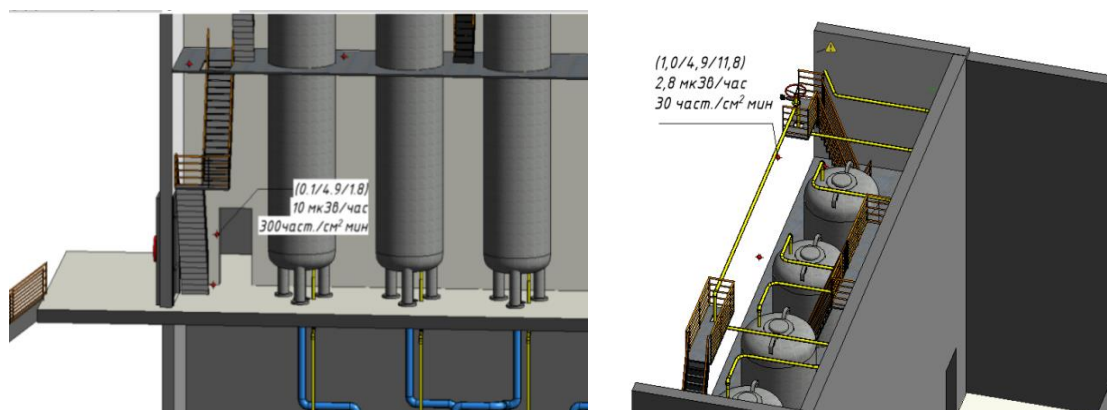


Рисунок 6.18. Примеры размещения точек радиационного контроля

Данные по радиационной обстановке в помещении компенсаторов объема РУ ВВЭР-210 были использованы при проведении вычислительных экспериментов по верификации разработанных алгоритмов маршрутной оптимизации (см. главу 5).

Модель может также использоваться для визуализации и обучения персонала с помощью видеороликов, демонстрирующих виртуальные обходы созданного помещения.

Разработка 3D-моделей радиационно-опасных помещений и оборудования для изучения маршрутов перемещения является перспективным направлением сокращения времени выполнения работ и, соответственно, минимизации облучаемости персонала. В ходе диссертационного исследования в качестве одного из направлений оптимизации радиационной защиты персонала выполнялись работы по разработке демонстрационных 3D-моделей оборудования и радиационно-опасных помещений энергоблока с реактором БН-600, с помощью

учебных версий программ Autodesk Revit и Autodesk 3ds Max. На основе созданных моделей создаются видеофайлы (например, виртуальный обход по регламентному маршруту оперативного персонала) и отдельные изображения оборудования. В качестве исходных данных для моделирования в программном обеспечении 3ds Max могут быть использованы схемы, чертежи, эскизы (рис.6.19), фотографии (рис. 6.20) и т.д. [255].

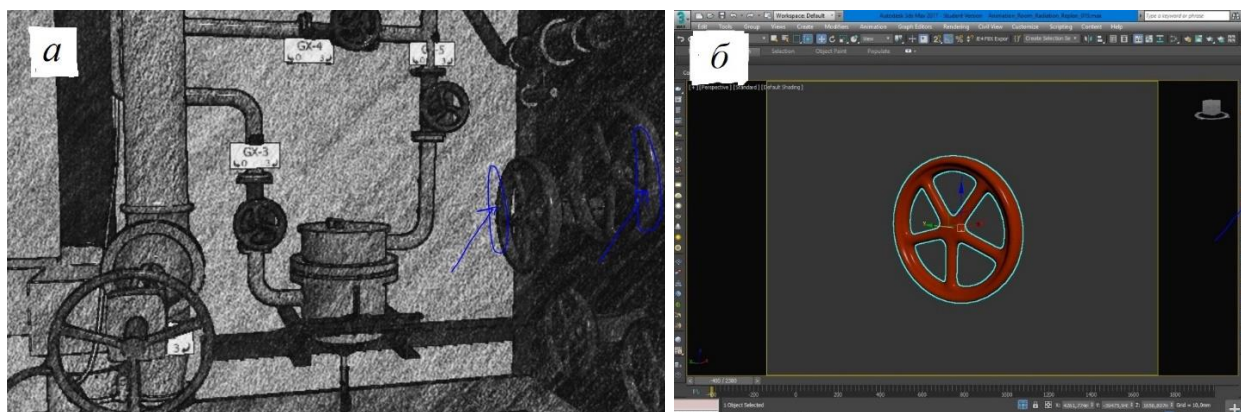


Рисунок 6.19. Использование эскизов (а) для построения виртуальной модели радиационно-опасного помещения РУ БН-600; (б) – применение модификатора “TurboSmooth”



Рисунок 6.20. Использование фотографий (а) для построения виртуальной модели (б) радиационно-опасного помещения РУ БН-600

На рис.6.21 представлена 3D-модель одного из радиационно-опасных помещений РУ БН-600. На основании этой модели были созданы видеоролики по выполнению регламентного обхода подведомственного оборудования оперативным персоналом, в частности оператора реакторного отделения.

Для оценки влияния активного обучения с использованием 3D-моделей на подготовку персонала, под руководством автора диссертации в марте-апреле 2021 г. Завадским Д.И. были проведены исследования по замеру продолжительности обходов оборудования 1-го контура по регламентному маршруту, выполняемых

оператором реакторного отделения (ОРО) блока №3 Белоярской АЭС при приёмке смены.



Рисунок 6.21. Примеры визуализации помещения энергоблока БН-600

Сравнивались результаты ОРО со стажем работы более 10 лет, операторов, проходящих стажировку на должность при использовании активных методов обучения в виде разработанных 3D-моделей (ОРО-1) и без них (ОРО-2). Обходы выполнялись в смену с 08:00 до 16:00, в соответствии с графиком и регламентом обходов. Для каждой группы проводилось по 8 контрольных замеров. Промежутки времени между экспериментами (замерами) составляли 1-2 суток. Конфигурация зависимости, построенной по результатам эксперимента (рис.6.22), идентична «кривой обучения» [12], [258].

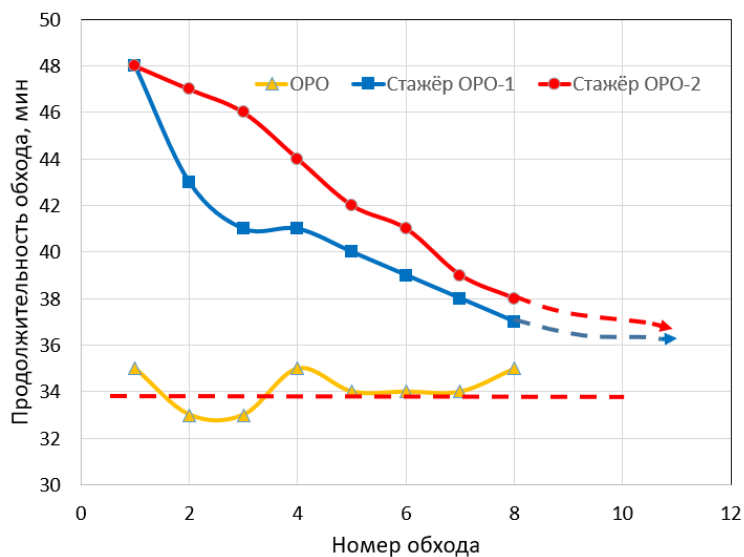


Рисунок 6.22. Зависимость продолжительности регламентного обхода ОРО

Создаваемые 3D-модели радиационно-опасных помещений энергоблока АЭС в интеграции с разработанными алгоритмами маршрутной оптимизации (см. главу 5) маршрутов перемещения и последовательности демонтажа элементов (объектов) радиоактивных систем повышают наглядность выполнения обходов и демонтажных операций и, соответственно, эффективность минимизации дозы облучения персонала. Модель технологического помещения с оборудованием позволяет оценить правильность планирования последовательности демонтажа радиоактивного оборудования. Так, на основании разработанной модели системы технологического оборудования, состоящей из 18 демонтируемых элементов (см. рис. 5.7), были проведены вычислительные эксперименты по определению оптимальной последовательности демонтажа с учетом условий предшествования. Для наглядности последовательности демонтажа был смоделирован видеоролик.

6.7. Выводы к главе 6

1. Разработанные расчетные программы позволяют оптимизировать сетевой график и сократить продолжительности замены парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 на 15 суток (на 7,8%) относительно регламентной, и соответственно, снизить дозовые затраты персонала.
2. Разработанное быстро устанавливаемое и быстросъемное устройство позволяет повысить эффективность охлаждения, заморозки натрия и поддерживать безопасную температуру при производстве работ на оборудовании и трубопроводах, а для радиоактивных систем - снижать дозовые затраты за счет сокращения продолжительности указанных операций в условиях повышенного радиационного фона. Результаты параметрических исследований, полученные с помощью моделирования, позволяют оптимизировать геометрические характеристики устройства и параметры процесса охлаждения.
3. Разработанная конструкция комбинированной быстросъемной тепловой и радиационной защиты для трубопроводов с высокотемпературными радиоактивными средами позволяет сократить время на монтаж-демонтаж

радиационной защиты и теплоизоляции для эксплуатационного контроля металла, снижая тем самым дозовые затраты персонала. В обслуживаемых помещениях с радиоактивными системами использование такой защиты позволяет снизить радиационный фон в рабочих зонах.

4. Применение комбинированной быстросъемной тепловой и радиационной защиты позволяет воздействовать сразу на два фактора: уменьшение времени на монтаж и демонтаж изоляции для выполнения операций по контролю и ремонту трубопровода и снижение дозовых нагрузки на персонал, находящийся в данном помещении, за счет экранирования трубопроводов с радиоактивным теплоносителем.

5. Проведенные расчетные исследования и компьютерное моделирование дополнительного экранирования защитных контейнеров с использованием металлических вкладышей, отходов производства, природных минералов позволяют оптимизировать радиационную защиту, минимизировать затраты и снизить требуемое количество контейнеров при переработке ЖРО. Материалы диссертационного исследования использованы при обосновании увеличения емкости контейнеров по суммарной активности сорбента, насыщенного ^{137}Cs и ^{60}Co при переработке ЖРО на РУ БН-350

6. Исследование влияния активного обучения (на примере ОРО) с использованием разработанных демонстрационных 3D-моделей оборудования и радиационно-опасных помещений энергоблока с реактором БН-600 показывает ускорение сокращения времени регламентных обходов на 20-30% по сравнению с традиционной подготовкой.

7. Интегрирование алгоритмов маршрутной оптимизации (см. главу 5) в разрабатываемые 3D-модели радиационно-опасных помещений энергоблока АЭС позволит повысить эффективность обучения персонала и, соответственно, минимизации дозы облучения персонала, обеспечить наглядность выбранной последовательности демонтажа элементов (объектов) радиоактивных систем.

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 γ -излучению. Разработан алгоритм проектирования и оптимизации состава композитных РЗМ применительно к планируемым условиям облучения.

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 γ - 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}Cs и ^{60}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. Проведено пилотное внедрение результатов исследований на Шевченковской и Кольской АЭС, в АО «ИРМ».
13. Разработаны демонстрационные версии 3D-моделей помещений АЭС для подготовки персонала для сокращения времени пребывания в радиационных полях.

14. Разработаны учебно-методические материалы по оптимизации радиационной защиты и внедрены в процесс подготовки и профессиональной переподготовки специалистов.

15. Материалы диссертационного исследования вошли в 2 монографии, 5 учебников, 10 учебных пособий, 290 публикаций и внедрены в учебный процесс подготовки специалистов в области использования атомной энергии в УрФУ, НГТУ, ТПУ (Акты о внедрении в УрФУ, ТПУ, НГТУ).

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.).

Список сокращений и условных обозначений

- АС – атомная станция
- АЭС – атомная электростанция
- БН – быстрый натриевый реактор
- БОС – барабан отработавших сборок
- БСТИ – блочная съемная теплоизоляция
- БСТИ – быстросъемная теплоизоляция
- ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор
- ВЭ – вывод из эксплуатации
- ГЦН – главный циркуляционный насос
- ДЗ – дозовые затраты
- ДСЭЭ – дозовая стоимость электроэнергии
- ЖРО – жидкие радиоактивные отходы
- ЗГМ – ООО «Завод герметизирующих материалов»
- ЗИП – запасные части и принадлежности
- ЗКД – зона контролируемого доступа
- ЗК – задача коммивояжера
- ИДК – индивидуальный дозиметрический контроль
- ИММ УрО РАН – институт механики и математики УрО РАН
- ИРМ – Институт реакторных материалов
- КД – коллективная доза
- КИД – клапан избыточного давления
- КИУМ коэффициент использования установленной мощности
- КУ – контрольный уровень
- КЦР – комплекс цифровой (компьютерной) радиографии
- МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии
- МДП – метод динамического программирования
- МКРЗ – Международная комиссия по радиационной защите
- МРЗ – максимальное расчетное землетрясение
- НД – нормативная документация

НРБ – Нормы радиационной безопасности
ОДМиТК – отдел дефектоскопии металлов и технического контроля
ОИАЭ – объект использования атомной энергии
ОРО – оператор реакторного отделения
ОТВС – облученная тепловыделяющая сборка
ОЯТ – отработавшее ядерное топливо
ПАОД НИ РО – подсистема автоматизированной обработки данных
нерегламентных измерений радиационной обстановки
ПГ – парогенератор РБФ радиальные базисные функции
ПОР – программа организации работ
ППР – планово-предупредительные работы
ПСЭ – продление срока эксплуатации
ПТО – промежуточный теплообменник
РАО – радиоактивные отходы
РБМК – реактор большой мощности канальный
РБН – реактор на быстрых нейтронах
РЗМ – радиационно-защитный материал
РЗ – радиационная защита
РОР – радиационно-опасные работы
РУ – реакторная установка
СЭ – снятие с эксплуатации
ТВС – тепловыделяющая сборка
ТОиР – техническим обслуживанием и ремонтом
УрО РАН – Уральское отделение Российской академии наук
ЦПК – центральная поворотная колонна
ЯЭС – ядерная энергетическая система
ALARA – As Low As Reasonably Achievable (настолько низко насколько разумно
достижимо)
ATL – average track length (средняя длина пути)
BWR – Boiling Water Reactor (кипящий водяной реактор)

- CANDU - Canada Deuterium Uranium – (тяжеловодный водо-водяной ядерный реактор производства Канады)
- CS – Compton scattering (комptonовское рассеяние)
- DFR – Dounreay Fast Reactor (реактор на быстрых нейтронах в Великобритании)
- FFTF – Fast Flux Test Facility (реактор на быстрых нейтронах в США)
- EBF – exposure buildup factor (фактор накопления)
- FBR – Fast breeder reactor (реактор на быстрых нейтронах)
- GCR – Gas Cooled Reactor (газоохлаждаемый реактор)
- HVL – half value layer (слой половинного ослабления – $\Delta_{0,5}$)
- HVT – half value thickness (толщина половинного ослабления)
- LMFBR – Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor (жидкометаллический реактор-размножитель на быстрых нейтронах)
- LWGR - Light Water Graphite Reactor (графито-водный ядерный реактор)
- LAC – linear attenuation coefficient (линейный коэффициент ослабления μ)
- MAC – mass attenuation coefficient (массовый коэффициент ослабления μ_m)
- MFP – mean free path (средняя длина свободного пробега)
- N_{el} – electron density (эффективная электронная плотность)
- PE – photoelectric interaction (фотоэлектрическое взаимодействие)
- PHWR – Pressurized Heavy-Water Reactor (тяжеловодный ядерный реактор)
- PWR – Pressurized Water Reactor (реактор с водой под давлением)
- SAFSTOR – Safe Storage (хранение под контролем)
- TSP – Traveling Salesman Problem (задача коммивояжера)
- VR – Virtual Reality
- Z_{eff} – effective atomic number (эффективный атомный номер)
- Z_{eq} – equivalent atomic number (эквивалентный атомный номер)

Список литературы

1. www.isoe-network.net
2. Колтик И.И. Атомные электростанции и радиационная безопасность. – Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2001. 368 с.
3. ICRP, 1959. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 1. Pergamon Press, Oxford, UK.
4. Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990 г. Публикация 60 МКРЗ: Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1994. 207 с
5. Нормы радиационной безопасности (НРБ-96).– М.: Минздрав России, 1996.
6. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99).– М.: Минздрав России, 1999.
7. Ташлыков О.Л. Дозовые затраты персонала в атомной энергетике. Анализ. Пути снижения. Оптимизация: монография. Saarbrücken, Germany: LAP LAMBERT Academic Publishing GmbH & Co. RG. 2011. 232 с.
8. Ташлыков О.Л. Оптимизация ремонтных работ на радиоактивном оборудовании: дис. канд. техн. наук: 05.04.11 / Ташлыков Олег Леонидович. – Екатеринбург, 2006. – 145 с.
9. Михайлова А.Ф., Ташлыков О.Л. Совершенствование системы автоматизированного сбора, хранения и обработки данных индивидуального дозиметрического контроля персонала АО «ИРМ» // Вопросы атомной науки и техники. Материаловедение и новые материалы. – 2019. – № 5. – С. 64-73.
10. Михайлова А. Ф., Ташлыков О. Л. Использование принципа оптимизации для управления индивидуальными радиационными рисками персонала // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии: материалы Международной научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, – Екатеринбург : УрФУ, 2017. С. 869-873
11. Михайлова А.Ф., Ташлыков О.Л. Моделирование процесса управления индивидуальными радиационными рисками персонала / Физика. Технологии. Инновации. ФТИ - 2019: тезисы докладов VI Международной молодежной научной конференции. – Екатеринбург: УрФУ, 2019. С. 895-896.

12. МУ 2.6.5.054-2017. Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий Госкорпорации «Росатом». Методические указания. – М., Федеральное медико-биологическое агентство, 2017 г. -52 с.
13. Программа оптимизации радиационной защиты персонала на АЭС (2016-2019 гг.). М.: АО «Концерн Росэнергоатом» 2016. 44 с.
14. Программа оптимизации радиационной защиты персонала на АЭС (2019-2024 гг.). М.: АО «Концерн Росэнергоатом» 2019. 32 с.
15. Управление работами в атомной энергетике. Документы ОЭСР. Агентство по ядерной энергии. Воспроизведено МАГАТЭ. Вена, Австрия, 1998. 169 с.
16. Практическая реализация методологии ALARA на АЭС. Методическое пособие. – М.: «Росэнергоатом», 1999. – 186 с.
17. Stokell P.J., Croft J.R., Lochard J., Lombard J. Radiation Protection. Alara from theory towards practice. Final report. Commission of the European Communities. EUR 13796 EN, Brussels, Luxembourg, 1991.
18. Публикация 103 Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ). Пер с англ. / Под общей ред. М.Ф. Киселёва и Н.К.Шандалы. М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009.
19. Организация работы в целях оптимизации радиационной защиты от профессионального облучения на атомных электростанциях. Публикация ОЭСР. 2009. Париж. Paris. -114 с.
20. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Шарифьянов Е.В. Инновационное направление развития ядерной энергетике в России и мире (Экологическая приемлемость ядерной энергетике XXI века) // Международный научный журнал Альтернативная энергетика и экология. 2020. № 28-30. С. 47-56.
21. Таджибаева И., Пустобаев С., Ровнейко А. и др. Обращение с натриевым теплоносителем реактора на быстрых нейтронах. Алматы, НТЦ БЯТ, 2010, 320 с.
22. Nosov, Y.V. Rovneiko, A.V. , Tashlykov, O.L. , Shcheklein, S.E. Decommissioning Features of BN-350, -600 Fast Reactors // Atomic Energy. Vol. 125, Iss. 4, Pp. 219-223
23. Савченкова Г.А., Артамонова Т.А., Савченков В.П., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Перспективы использования материалов серии Абрис для радиационной защиты персонала АЭС / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетике // Сборник докладов восьмой международной

научно-технической конференции – Москва: ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2012. С.504-508

24. Ташлыков О.Л. Реализация принципа оптимизации в радиационной защите персонала на этапах жизненного цикла объекта использования атомной энергии / Международная научно-техническая школа-семинар по ядерным технологиям для молодых ученых, специалистов, студентов и аспирантов, 26-27 сентября 2019 г., Екатеринбург: тезисы докладов. – Екатеринбург, 2019. С.12-14.

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

26. Вывод из эксплуатации установок. Общие требования безопасности, часть 6 (№ GSR Part 6). Вена. МАГАТЭ. 2015. 52 с.

27. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. (НП-001-15). Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522

28. ГОСТ 25866-83 Эксплуатация техники. Термины и определения (с Изменением N 1) М.: Издательство стандартов, 1983 год, 9 с.

29. Ташлыков О.Л. Ремонт оборудования атомных станций: учебник / О.Л. Ташлыков. – Екатеринбург: Изд-во Урал. Ун-та, 2018. – 352 с.

30. Ташлыков О.Л. Методы оценки и снижения дозовых нагрузок при ремонте АЭС. Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2009.

31. Наумов А.А., Ташлыков О.Л. Минимизация дозовых затрат при ремонтном обслуживании систем и оборудования АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. -2010. №1. С.80-88.

32. Наумов А.А., Ташлыков О.Л. О проблеме снижения дозозатрат персонала при подготовке к продлению срока эксплуатации АЭС / Энерго- и ресурсосбережение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии: сборник материалов научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых. – Екатеринбург, 2009. С.405-407.

33. Ташлыков О. Л. АЭС: Продление ресурса и снятие с эксплуатации: учебник / О. Л. Ташлыков. - Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2020. - 216 с.

34. Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции (НП-017-18), –М.: Ростехнадзор, 19 с.
35. Обеспечение качества при эксплуатации АЭС Ю.Н. Черных, Ю.Б. Мартыненко, А.А. Козенюк М.: ВНИИАЭС, 2001. 100 с.
36. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. – М.: Техносфера, 2016. – 160 с.
37. Алексеев С.В. Техничко-экономические аспекты инновационного развития ядерной энергетики России в XXI веке / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики // Доклады XI международной конференции – Москва: АО «Концерн Росэнергоатом», 2018, с. 460-462
38. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Экологическое прогнозирование в ядерной энергетике XXI века // Международный научный журнал Альтернативная энергетика и экология. 2015. № 8-9 (172-173). С. 50-58
39. СанПин 2.6.1.24-03. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03). –М.: Минздрав РФ, 2003, 36 с.
40. Деннет М. Дозиметрический контроль на АЭС Центрального энергоуправления Великобритании. Докл. на советско-английском симпозиуме «Эксплуатация атомных электростанций». М.: изд. ВТИ, 1977.
41. Егоров Ю.А. Основы радиационной безопасности атомных электростанций. – М.: Энергоатомиздат, 1982. – 272 с.
42. <https://www.rosenergoatom.ru/upload/iblock/50f/50f16f3fc82f4126e3877c698fd10743.pdf>
43. <https://www.rosenergoatom.ru/upload/iblock/80c/80cda3fe590b20a1aa689fc303511e3a.pdf>
44. Ташлыков О.Л. Основы ядерной энергетики / О.Л. Ташлыков; под общ. ред. С.Е. Щеклеина. – Екатеринбург: Изд-во Урал. Ун-та, 2016. – 225 с.
45. <https://www.rosenergoatom.ru/upload/iblock/c75/c75ea59c91644ad0fc5806e8f6018f66.pdf>
46. Bunch W.L. A Decade of Radiological and Shielding Experience at the Fast Flux Test Facility // To Be Presented at American Nuclear Society Winter Meeting Washington, D.C. November 11-15, 1990.12 с.

47. Meenakshisundaram V. and Jose M. T. Radiation protection aspects gained from the operation of FBTR – basis for approach & criteria for future LMFBRs // Radiological Safety Division; Indira Gandhi Centre for Atomic Research Kalpakkam – 603 102. 9 с.
48. Suriyamurthy, N., et al., Radiological aspects on sodium clean-up and disposal of radioactive sodium in FBTR, J Rad. Prot. and Envi. Vol. 28, No.1-4 (2005).
49. Guidez J. and Saturnin A. Evolution of the collective radiation dose of nuclear reactors from the 2nd through to the 3rd generation and 4th generation sodium-cooled fast reactors // EPJ Nuclear Sci. Technol. 3, 32 (2017).
50. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Булатов В.И., Шастин А.Г. О проблеме снижения дозовых затрат персонала АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2011. №1. С.55-60.
51. Ташлыков О.Л., Бельтюков А.И. Парогенераторы АЭС : учебник / О.Л. Ташлыков, А.И. Бельтюков. – Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2019. – 304 с. (Учебник УрФУ)
52. Ташлыков О.Л. Технологии ремонта парогенерирующей установки: учебное пособие / О.Л.Ташлыков. Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2009. 118 с.
53. Носов Ю.В., Смышляева О.Ю., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Обеспечение экологической безопасности при длительной эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах на примере Белоярской АЭС // Альтернативная энергетика и экология. 2012. №4. С.64-68.
54. O. Tashlykov, S. Shcheklein, Y. NOSOV & O. Smyshlaeva Ecological foresight in the nuclear power of XXI century // International journal of energy production and management. 2016. Vol. 1. No. 2. Pp. 133-140.
55. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяктов С.А., Ташлыков О.Л., Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. Ч. 1; под общ. ред. С.Е. Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. – Екатеринбург: УрФУ, 2013. – 548 с.
56. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяктов С.А., Ташлыков О.Л., Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. Ч. 2; под общ. ред. С.Е. Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. – Екатеринбург: УрФУ, 2013. – 420 с.

57. Шарифьянов Е.В., Ташлыков О.Л. Оценка профессионального облучения при эксплуатации АЭС с быстрыми натриевыми реакторами / Техногенные системы и экологический риск: Тезисы докладов III Международной научной конференции. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2020. С. 161-163.
58. Ашурко Ю.М. Инновационные реакторные технологии 4-го поколения и текущее состояние их развития в рамках международного форума «ПОКОЛЕНИЕ-IV» / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики // Доклады XI международной конференции – Москва: АО «Концерн Росэнергоатом», 2018. с.462-468
59. Васильев Б.А., Виленский О.Ю., Каманин Ю.Л. Основные результаты работ по продлению срока эксплуатации оборудования реакторной установки БН-600 / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики: сборник докладов восьмой международной научно-технической конференции 23-25 мая 2012 г. – М.: АО «Концерн Росэнергоатом», 2012. с.313-318
60. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций. НП-031-01. Утверждены постановлением Госатомнадзор России от 19 октября 2001 г. № 9. Введены в действие с 1 января 2001 г.
61. O. Tashlykov, S. Shcheklein, A. Seseikin A. Chentsov, Y. Nosov & O. Smyshlaeva Ecological features of fast reactor nuclear power plants (NPPs) at all stages of their life cycle // WIT Transactions on Ecology and the Environment. – 2014, – V.190(2). – Pp. 907-918
62. Безопасность АЭС с канальными реакторами. Реконструкция активной зоны / Л.А. Белянин, В.И. Лебедев и др. – М.: Энергоатомиздат, 1997. 256 с.
63. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Кадников А.А. Оптимизация дозовых затрат в процессе глубокой модернизации блоков АЭС с целью продления срока эксплуатации (на примере замены парогенераторов ПГВ-1000) // Безопасность АЭС и подготовка кадров. XII Международная конференция: Тезисы докладов. – Том 2. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2011. С.100-102.
64. [PRIS - Home \(iaea.org\)](http://www.iaea.org/PRIS-Home)
65. Былкин Б.К., Енговатов И.А. Вывод из эксплуатации реакторных установок: монография. М.: МГСУ, 2014. 228 с.

66. Лукьяненко В.Ю., Шабельников Е.В., Ташлыков О.Л. К проблеме вывода из эксплуатации экспериментальных стендов исследовательских ядерных установок // Вопросы атомной науки и техники. Материаловедение и новые материалы. – 2019. – № 5. – С. 83-95.
67. Носов Ю.В., Ровнейко А.В., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Особенности вывода из эксплуатации быстрых реакторов БН-350, -600 // Атомная энергия. 2018. Т. 125. № 4. С. 195-199
68. Лучшие зарубежные практики вывода из эксплуатации ядерных установок и реабилитации загрязненных территорий. — Под общей редакцией И. И. Линге и А. А. Абрамова. — 2017 г. — 187 с.
69. Romanenko O.G., Tazhibaeva I.L., Rovneyko A.V., et al., Immobilization of cesium traps from the BN-350 fast reactor (Aktau, Kazakhstan) – 11062 / In: Conf. WM2011, 27 February – 3 March, 2011, Phoenix, AZ
70. Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Вывод из эксплуатации. – Под общей редакцией Л.А. Большова, Н.П. Лаверова, И.И. Линге. - Т.3. – М.: 2015. -316 с.
71. Долгих В.П., Забродская С.В., Лебедева О.М., Попов Э.П., Смыков В.Б. Оценка стоимости окончательного захоронения радиоактивных отходов кондиционированного разными способами натрия первого контура быстрых реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Ядерно-реакторные константы. - 2020.-№ 2. С. 96-103.
72. SUPERPHENIX Dismantling – Status and lessons learned IAEA-CN245-560. Конференция МАГАТЭ по быстрым реакторам. Екатеринбург, 2017.– 14 р.
73. Васильев И.И., Плещенкова Л.К., Пугачев Г.Г., Ровнейко А.В. Установка переработки натриевого теплоносителя реакторной установки БН-350 // Труды 1-й международной конференции «Атомная энергетика и Промышленность» KazAtomExpo. Астана. Казахстан. 2010. С. 37-42.
74. [БР-10 - полигон для отработки технологий вывода | Атомная энергия 2.0 \(atomic-energy.ru\)](#)
75. Смыков В.Б., Крючков Е.А., Багдасаров Ю.Е., Кононюк М.Х. Проблемы кондиционирования радиоактивных отходов щелочных теплоносителей при выводе из эксплуатации исследовательского реактора БР-10 // Труды юбилейной

конференции «От исследований на БР-5 (БР-10) к проектам демонстрационных и энергетических реакторов». Обнинск. 2009. С.45-51.

76. Mikhailova A. F., Tashlykov O. L. The Ways of Implementation of the Optimization Principle in the Personnel Radiological Protection // *Physics of Atomic Nuclei*, 2020, Vol. 83, No. 12, pp. 1718–1726.

77. Морган К. Выход радиоактивных веществ из реактора // *Безопасность ядерной энергетики: Пер. с англ. Под ред. Дж.Раста и Л.Уивера*. М.: Атомиздат, 1980. С. 39-59.

78. Даттон Л. Контроль за дозовыми нагрузками в процессе технического обслуживания АЭС // *Атомная техника за рубежом*. 1994. №4. С.29-31

79. Методы уменьшения радиационной опасности при эксплуатации АЭС // *Атомная техника за рубежом*. 1980. №10. С. 17-22.

80. Базыкин О.С. Специфика ремонта атомных электростанций. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 160 с.

81. Adams Steven R. Theory, Design, and Operating of Liquid Metal Fast Breeder Reactors Adams Steven R. Theory, Design, and Operating of Liquid Metal Fast Breeder Reactors, Including Operational Health Physics // *Idaho National Engineering laboratory: U.S. Nuclear Regulatory Commission*. October 1985. 262 с.

82. ISOE. Occupational exposures at nuclear power plants 1969-1995. Fifth Annual Report. OECD NEA. Paris, 1997. 158 p.

83. Новиков Г.А., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Обеспечение безопасности в области использования атомной энергии: учебник / Г.А. Новиков, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин ; под общ. ед. проф., д-ра техн. наук Г.А. Новикова. – Екатеринбург : Изд-во Урал. Ун-та, 2017. – 552 с.

84. Справочник по ядерной энерготехнологии: пер. с англ./ Ф.Ран, А.Адамантиадес, Дж.Кентон, Ч.Браун; под ред. В.А.Легасова. М.: Энергоатомиздат, 1989. 752 с.

85. Стив Т. Экономика ядерной энергетики. Публикация, посвященная ядерным проблемам: Heinrich Boll Stiftung. 2005. №. 5. 47 с.

86. Рассохин Н.Г. Парогенераторные установки атомных электростанций: – М.: Энергоатомиздат, 1987.– 387 с.

87. Кесслер Г. Ядерная энергетика: Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 264 с.
88. Ташлыков О.Л. Технологии ремонта реакторной установки: учебное пособие. -Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2009. 114 с.
89. Ташлыков О.Л. Технологии ремонта и технического обслуживания атомных электростанций с реакторами на быстрых нейтронах: учебное пособие. - Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2009. 201 с.
90. Денисов В.П., Драгунов Ю.Г. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. М.: ИзДАТ, 2002, 480 с.
91. Ташлыков О.Л., Махмуд К.А.Г. Расчетно-экспериментальное исследование местных минералов и композиций на их основе для создания радиационных защит хранилищ радиоактивных отходов АЭС // Международный научный журнал Альтернативная энергетика и экология. – 2020. – № 28-30. – С. 57-66.
92. Mahmoud Kareem A., Tashlykov Oleg L., Mhareb M.H.A., Almuqrin Aljawhara H., Alajerami Y.S. M., Sayyed M.I. A new heavy-mineral doped clay brick for gamma-ray protection purposes // Applied Radiation and Isotopes. – 2021. – V.173: 109720
93. Mahmoud, K.A., Lacomme, E., Sayyed, M.I., Özpolat, Ö.F., Tashlykov, O.L. Investigation of the gamma ray shielding properties for polyvinyl chloride reinforced with chalcocite and hematite minerals // Heliyon. – 2020. – 6(3): e03560
94. Mahmoud K.A., Tashlykov O.L. Application of the Monte Carlo Method to simulate the radiation shielding capacity of Lithium tungstate composites AIP. Conference Proceedings. – 2020. – V.2313: 030060;
95. Rammah Y.S., Mahmoud K.A., Mohammed Faras Q., Sayyed M.I., Tashlykov O.L., El-Mallawany R. Gamma ray exposure buildup factor and shielding features for somebinary alloys using MCNP-5 simulation code // Nuclear Engineering and Technology. – 2021. – V.53(8). – Pp.2661–2668.
96. Бормотов А.Н., Прошин А.П., Баженов Ю.М., Данилов Ю.М., Соколова Ю.А. Полимерные композиционные материалы для защиты от радиации: монография. – М.: Издательство «Палеолит», 2006. – 272 с.
97. Худяков В.А. Разработка и исследование свойств модифицированных эпоксидных композитов для защиты от радиации: Автореф. дис. канд. техн. наук. – Пенза: ПГАСИ, 1994. – 24 с.

98. Королев Е.В. Структура и свойства особо тяжелых серных композиционных материалов: Дис. канд. техн. наук. – Пенза: ПГ АСА, 2000. – 198 с.
99. Егорев С.И. Разработка и исследование свойств стеклокристаллических материалов для защиты от радиации: дис. канд. техн. наук.: 05.23.05 / Егорев Сергей Иванович – Пенза: ПГ АСА, 2003 190 с.
100. Калабурдин А.В., Ташлыков О.Л. Обзор полимерных радиационно-защитных материалов с урановым наполнителем / Труды третьей научно-технической конференции молодых ученых Уральского энергетического института. Екатеринбург: ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н.Ельцина», 2018. С. 325-328
101. Modern Approaches to Polymer Materials Protecting from Ionizing Radiation, A. I. Wozniak et al., Kurchatov Institute, 2017
102. The impact of high level gamma radiation on immobilized waste forms in polymeric matrices, R. Soundararajan et al., Remediation, 1997],
103. DUPoly: Depleted Uranium Polyethylene Encapsulation Bench-Scale Processibility and Preliminary Characterization, Paul D. Kalb et al., Brookhaven National Laboratory, 1996
104. Стефенсон Р. Введение в ядерную технику. – М.: Государственное издательство технико-теоретической литературы, 1956. – 536 с.
105. Арбузов В.И. Основы радиационного оптического материаловедения. СПб: СПбГУИТМО. 2008. – 284 с.
106. Бреховских С.М., Викторова Ю.Н., Гринштейн Ю.Л., Ланда Л. М., Фурмер И. Э., Мухленов И. П., Долидович А. Ф., Забродский С. С., Рахлина З. В., Гольдберг М. М. Основы радиационного материаловедения стекла и керамики. – М.: Стройиздат, 1971. – 256 с.
107. El-Agawanya F.I., Tashlykov O.L., Mahmoud K.A., Rammah Y.S. The radiation-shielding properties of ternary $\text{SiO}_2\text{-SnO-SnF}_2$ glasses: Simulation and theoretical study // *Ceramics International*. – 2020. – V.46. – №. 15. – Pp. 23369-23378.
108. Mahmoud K.A., El-Agwany F.I., Rammah Y.S., Tashlykov O.L. Gamma ray shielding capacity and buildup factors of CdO doped Lithium borate glasses: theoretical and simulation study // *Journal of Non-crystalline solids*. – 2020. – V.541: 120110.

109. Mahmoud, K. A., Tashlykov O.L., Sayyed, M. I., Kavaze E. The role of cadmium oxides in the enhancement of radiation shielding capacities for alkali borate glasses // *Ceramics International*. – 2020. – V.46. – №15. – Pp.23337-23346.
110. Tashlykov O.L., Sayyed M.I., Mahmoud K.A., Khandaker Mayeen Uddin, Bradley D. A., Vlasova S.G. Tailor made barium borate doped Bi_2O_3 glass system for radiological protection // *Radiation Physics and Chemistry*. – 2021. – V.187: 109558
111. Kurtulus Recep, Sayyed M.I., Kavas Taner, Mahmoud K.A., Tashlykov O.L., Khandaker Mayeen Uddin, Bradley D.A. A lanthanum-barium-borovanadate glass containing Bi_2O_3 for radiation shielding applications // *Radiation Physics and Chemistry*. – 2021. – V.186: 109557
112. Rammah Y. S., Mahmoud K. A., El-Agawany F. I., Tashlykov O. L., Yousef E. Tm^{3+} ions-doped phosphate glasses: nuclear shielding competence and elastic moduli // *Applied Physics A*. – 2020. – V.126. – № 12: 927
113. Sayyed, M.I., Mahmoud, K.A., Tashlykov, O.L., Khandaker, M.U., Faruque, M. Enhancement of the Shielding Capability of Soda–Lime Glasses with Sb_2O_3 Dopant: A Potential Material for Radiation Safety in Nuclear Installations // *Applied Sciences* – 2021. – V.11: 326.
114. Tashlykov O. L., Vlasova S. G., Kovyazina I. S., Mahmoud K. A. Repercussions of yttrium oxides on radiation shielding capacity of sodium-silicate glass system: experimental and Monte Carlo simulation study // *The European Physical Journal Plus*. – 2021. – V.136:428
115. Aladailah M.W., Tashlykov O.L., Shirmanov I.A., Strugov E.D., Marashdeh Mohammad W., Abdelmunem E.M., Eke Canel. Photon absorption capabilities of SiO_2 – Na_2O – P_2O_5 – CaO – MgO glasses // *Radiation Physics and Chemistry*. – 2022. –V.190: 109814
116. Mahmoud K.A., Tashlykov O.L., Almuqrin Aljawhara H., Sayyed M.I., Vlasova S.G. Assessment of mechanical and radiation shielding capacity for a ternary CdO – BaO – B_2O_3 glass system: A comprehensive experimental, Monte Carlo simulation, and theoretical studies. *Progress in Nuclear Energy* 146 (2022) 104169
117. Koubisy M.S.I., Afifi M., Mahmoud K.A., Tashlykov O.L., Zatsepin A.F., Almuqrin Aljawhara H., Sayyed M.I. Synthesis, FTIR, and mechanical as well as

radiation shielding characteristics in Nd₂O₃-doped bismuth lithium borate glasses. *Ceramics International* xxx (xxxx) xxx

118. Mahmoud K.A., El-Agawany F.I., Tashlykov O.L., Ahmed Emad M., Rammah Y.S. The influence of BaO on the mechanical and gamma / fast neutron shielding properties of lead phosphate glasses // *Nuclear Engineering and Technology*. – 2021 – V.53: 3816e3823

119. Машкович В. П. Защита от ионизирующих излучений / В. П. Машкович, А. В. Кудрявцева // М.: Энергоатомиздат, 1995. 495 с.

120. Mahmoud, K.A., Sayyed, M.I., Tashlykov, O.L. Gamma ray shielding characteristics and exposure buildup factor for some natural rocks using MCNP-5 code // *Nuclear Engineering and Technology*. 51 (2019) 1835-1841.

121. Perrin M. Cenozoic and Mesozoic basalts from Egypt: a preliminary survey with a view to paleointensity / M. Perrin, A. Saleh, L. Alva-Valdivia // *Earth Planets Space*. 2009. 61. Pp. 51–60

122. Mahmoud K.A., Tashlykov O. L., El Wakil A. F., Hesham MH Zakaly, El Aassy I. E. Investigation of radiation shielding properties for some building materials reinforced by basalt powder // *AIP Conference Proceedings*. – 2019. – V.2174(1): 020036.

123. Nuclear Energy Agency (NEA) - OECD: Exposure to radiation from natural radioactivity in building materials OECD. Paris. 1979.].

124. K.O.M.J. Berger, J.H. Hubbell, S.M. Seltzer, J. Chang, J.S. Coursey, R. Sukumar, D.S. Zucker, XCOM: Photon Cross Sections Database, 2010. <https://dx.doi.org/10.18434/T48G6X>.

125. Mahmoud, K.A., Sayyed, M.I., Tashlykov, O.L. Comparative studies between the shielding parameters of concretes with different additive aggregates using MCNP-5 simulation code // *Radiation Physics and Chemistry*. – 2019. – V.165:108426

126. Agar, O., Tekin, H.O., Sayyed, M.I., Korkmaz, M.E., Culfa, O., Ertugay, C., 2019. Experimental investigation of photon attenuation behaviors for concretes including natural perlite mineral. *Results Phys* 12, 237–243.

127. Shams, T., Eftekhar, M., Shirani, A., 2018. Investigation of gamma radiation attenuation in heavy concrete shields containing hematite and barite aggregates in multi-layered and mixed forms. *Constr. Build. Mater.* 182, 35–42.

128. Патент СССР №51538 Авторы: М.Н. Рейхштадт, А.Д. Овакимян «Способ изготовления материала для защиты от рентгеновских и тому подобных лучей». Заявка 1936 – опубликован 1937.
129. Mahmoud, K.A., Tashlykov, O.L., El Wakil, A.F., El Aassy, I.E. Aggregates grain size and press rate dependence of the shielding parameters for some concretes // *Progress in Nuclear Energy*. – 2020. – V.118: 103092.
130. Sayyed, M.I., Mahmoud, K.A., Islam, S., Tashlykov, O.L., Lacomme, E., Kaky, K.M. Application of the MCNP 5 code to simulate the shielding features of concrete samples with different aggregates // *Radiation Physics and Chemistry*. – 2020. – V.174,108925
131. Malekie, S., Hajiloo, N., 2017. Comparative study of micro and nano size WO₃/E44 epoxy composite as gamma radiation shielding using MCNP and experiment. *Chin. Phys. Lett.* 34, 2–4.
132. Al-Humaiqani, Mohammed M., Shuraim, Ahmed B., R.R.H, 2013b. Effect of compressive strength on γ -radiation attenuation coefficients for high performance concrete. *IACSIT Int. J. Eng. Technol.* 5, 566–572.
133. Manohara, S.; Hanagodimath, S.; Gerward, L. Photon interaction and energy absorption in glass: A transparent gamma ray shield. *J. Nucl. Mater.* 2009, 393, 465–472.
134. Kurtulus, R.; Kavas, T. Investigation on the physical properties, shielding parameters, glass formation ability, and cost analysis for waste soda-lime-silica (SLS) glass containing SrO. *Radiat. Phys. Chem.* 2020, 176, 109090.
135. Sallam, O.; Madbouly, A.; Elalaily, N.; Ezz-Eldin, F. Physical properties and radiation shielding parameters of bismuth borate glasses doped transition metals. *J. Alloys Compd.* 2020, 843, 156056.
136. Al-Hadeethi, Y.; Sayyed, M. Analysis of borosilicate glasses doped with heavy metal oxides for gamma radiation shielding application using Geant4 simulation code. *Ceram. Int.* 2019, 45, 24858–24864
137. Sayyed, M.; Ati, A.A.; Mhareb, M.; Mahmoud, K.; Kaky, K.M.; Baki, S.; Mahdi, M. Novel tellurite glass (60-x)TeO₂–10GeO₂–20ZnO–10BaO–xBi₂O₃ for radiation shielding. *J. Alloys Compd.* 2020, 844, 155668.

138. M.M. Hivrekar, D.B. Sable, M.B. Solunke, K.M. Jadhav, Different property studies with network improvement of CdO doped alkali borate glass, *J. Non-Cryst. Solids* 491 (2018) 14–23.
139. K. Suzuki, G. Tricot, B. Revel, A. Saitoh, Properties and structure of SnO–SiO₂ and SnO–SnF₂–SiO₂ glasses, *J. Non-Cryst. Solids* 527 (2020) 119706.
140. C. Basavapoornima, T. Maheswari, C.J. Deviprasad, C.R. Kesavulu, T. Truster, C.K. Jayasankar, Thermal, structural, mechanical and 1.8μm luminescence properties of the thulium doped Pb-KAl-Na glasses for optical fiber amplifier. *J. Non-Cryst. Solids* **530**, 119773 (2020)
141. Y.S. Rammah, K.A. Mahmoud, M.I. Sayyed, F.I. El-Agawany, R. El-Mallawany, Novel vanadyl lead-phosphate glasses: P₂O₅–PbO–ZnOeNa₂O–V₂O₅: synthesis, optical, physical and gamma photon attenuation properties. *J. Non-Cryst. Solids* 534, 119944 (2020)
142. Yorgun, N.Y.; Kavaz, E.; Tekin, H.; Sayyed, M.; Ozdemir, O.F.; Yildiz, N. Borax effect on gamma and neutron shielding features of lithium borate glasses: An experimental and Monte Carlo studies. *Mater. Res. Express* 2019, 6, 115217
143. Селезнев Е.Н., Козлов А.В., Ташлыков О.Л. Использование альтернативных радиационно-защитных материалов при транспортировании радиоактивных материалов (на примере источника лютеций-177) // Труды первой научно-технической конференции молодых ученых УралЭНИН. Екатеринбург: УрФУ, 2016. С.274-277.
144. Савченков В.П., Артамонова Т.А., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Проектирование материалов для экранирования радиоактивных систем и оборудования с заданными защитными свойствами // Безопасность АЭС и подготовка кадров. XII Международная конференция: Тезисы докладов (Обнинск, 4-7 октября 2011 г.). – Том 2. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2011. С.102-103.
145. Савченков В.П., Артамонова Т.А., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. О проблеме создания материалов с заданными защитными свойствами // Энергетика XXI века. Техника, экономика и подготовка кадров: сборник материалов Всероссийской научно-практической конференции, посвященной 50-летию кафедры «Атомная энергетика» УрФУ, 6-8 октября 2011 г. В 2-х частях. Часть 1. Екатеринбург: УрФУ, 2011. С.89-92

146. Михайлова А. Ф., Ташлыков О. Л. Пути реализации принципа оптимизации в радиологической защите персонала // Ядерная физика и инжиниринг. – 2018. – Т. 9. – № 4. – С. 393-401.
147. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Русских И.М., Селезнев Е.Н., Козлов А.В. Оптимизация состава гомогенных радиационно-защитных материалов применительно к планируемым условиям облучения // Атомная энергия. 2016. Т. 121. № 4. С. 233-236
148. Русских И.М., Селезнев Е.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Экспериментально-теоретическое исследование органометаллических радиационно-защитных материалов, адаптированных к источникам излучения со сложным изотопным составом // Ядерная физика и инжиниринг, 2014, том 5, №5, с.449-455
149. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Хомяков А.П., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Расчетно-экспериментальное исследование гомогенных защит от гамма-излучения // Ядерная и радиационная безопасность. №3 (77). 2015. С.17-24.
150. Русских И. М. исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М // Атомная энергия. – 2016. – Т.121. – Вып. 4. – С.183-187.
151. Русских И.М., Ташлыков О.Л. Получение радиоактивных изотопов в исследовательском ядерном реакторе для экспериментальных исследований свойств гомогенных радиационно-защитных материалов // Труды первой научно-технической конференции молодых ученых УралЭНИИ. Екатеринбург: УрФУ, 2016. С.254-257.
152. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Хомяков А.П., Русских И.М., Селезнев Е.Н. Экспериментальное исследование защит от гамма-излучения органометаллических композиций // Глобальная ядерная безопасность. 2015. № 2 (15). С. 49-55
153. Russkikh I. M., Seleznev E. N., Tashlykov O. L., Shcheklein S. E. Experimental and Theoretical Study of Organometallic Radiation-Protective Materials Adapted to Radiation Sources with a Complex Isotopic Composition // Physics of Atomic Nuclei, 2015, Vol. 78, No. 12, pp. 1451-1456
154. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности / В.Ф.Козлов – М.: Энергоатомиздат, 1987. -192 с.

155. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Лукьяненко В.Ю., Михайлова А.Ф., Русских И.М., Селезнев Е.Н., Козлов А.В. Оптимизация состава радиационной защиты // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2015. № 4. С. 36-42.
156. Попов А. И., Ташлыков О. Л. Основы изобретательской деятельности (в области использования атомной энергии) : учебник / А. И. Попов, О. Л. Ташлыков ; М-во науки и высшего образования РФ. – Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2021. – 204 с.
157. Лукьяненко В.Ю., Михайлова А.Ф., Ташлыков О.Л. Разработка алгоритма определения оптимального состава гомогенных радиационно-защитных материалов при планируемых условиях облучения // Труды первой научно-технической конференции молодых ученых УралЭНИН. Екатеринбург: УрФУ, 2016. С. 262-265.
158. Лукьяненко В.Ю., Ташлыков О.Л., Русских И.М. Материалы радиационной защиты для укрытий от ионизирующего излучения при обращении с экспериментальными устройствами ИЯУ ИВВ-2М // Труды второй научно-технической конференции молодых ученых УралЭНИН. Екатеринбург: УрФУ, 2017. С. 354-357.
159. Лукьяненко В.Ю., Русских И.М., Ташлыков О.Л. Оценка применения радиационной защиты типа АБРИС для устройства защитных укрытий от ионизирующего излучения при обращении с экспериментальными устройствами техническим персоналом ИЯУ // Научно-техническая школа-семинар по ядерным технологиям для молодых ученых, специалистов, студентов и аспирантов, 10-13 мая 2017 г., Екатеринбург: тезисы докладов. – Екатеринбург, 2017. С.24-27
160. Лукьяненко В.Ю., Ташлыков О.Л., Русских И.М. Расчетные методы оптимизации состава гомогенных радиационно-защитных материалов // Физика. Технологии. Инновации ФТИ-2017. Тезисы докладов IV Международной молодежной научной конференции (Секция 2) Екатеринбург : УрФУ, 2017. С. 227-228
161. Ташлыков О. Л., Щеклеин С. Е., Русских И. М., Селезнев Е. Н., Козлов А. В. Реализация принципа оптимизации путем проектирования состава гомогенных радиационно-защитных материалов применительно к планируемым условиям облучения // Перспективные энергетические технологии. Экология, экономика,

безопасность и подготовка кадров – 2016 : материалы научно-практической конференции (Екатеринбург, 11 октября 2016 г.). – Екатеринбург: УрФУ, 2016. С.67-72.

162. Михайлова А.Ф., Лукьяненко В.Ю., Ташлыков О.Л. Исследование защитных свойств гомогенных радиационно-защитных материалов по отношению к нейтронному излучению // Труды первой научно-технической конференции молодых ученых УралЭНИН. Екатеринбург: УрФУ, 2016. С. 266-269.

163. Русских И. М., Селезнев Е.Н., Козлов А. В., Ташлыков О. Л., Щеклеин С. Е., Лукьяненко В. Ю., Михайлова А. Ф. Исследование гомогенных защит от нейтронного излучения // XIV Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров»: тезисы докладов. Обнинск.: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2015. С. 263-266.

164. Калабурдин А. В., Михайлова А. Ф., Литовченко В. Ю., Ташлыков О. Л. Анализ эффективности гомогенных радиационно-защитных материалов на основе полимеров и обедненного урана // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии: материалы Всероссийской конференции студентов, аспирантов и молодых ученых с международным участием. Екатеринбург : УрФУ, 2016. С. 390-393

165. Литовченко В.Ю., Калабурдин А.В., Ташлыков О.Л. Исследование радиационных свойств композита из полиимидной матрицы и наполнителя из соединений обедненного урана / Труды третьей конференции молодых ученых УралЭНИН, Екатеринбург: УрФУ, 2018. С. 340-343

166. Козлов А.В., Ташлыков О.Л. Спектрометрические исследования радиационно защитных материалов, облучаемых нейтронами // Труды первой научно-технической конференции молодых ученых УралЭНИН. Екатеринбург: УрФУ, 2016. С.258-261.

167. Порядок организации работ по измерению нейтронного потока и мощности дозы нейтронного излучения с использованием радиационно-защитных материалов № 09/390 от 16.04.2021. АО «Институт реакторных материалов». Заречный 2021. 8 с.

168. Особенности формирования дозовых полей в помещениях с оборудованием АЭС с РБМК-1000 / Ю.А.Егоров, Г.Н.Красножен, А.А.Носков, А.Ф.Шамашов // Радиационная безопасность и защита АЭС. – М.: Энергоиздат, 1982. С. 85-92.
169. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Маркелов Н.И. Оптимизация ремонтных работ с учетом дозовых затрат персонала / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики // Пленарные и секционные доклады пятой международной научно-технической конференции.– М.: 2006. с.251-254.
170. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Климова В.А., Наумов А.А. Моделирование виртуальных радиационных полей // Дистанционное и виртуальное обучение. 2011. №4. С.24-34.
171. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Сесекин А.Н. Маршрутная оптимизация радиационно опасных работ // Труды Одесского политехнического университета. 2012. Вып.1. С. 118-125.
172. Ташлыков О.Л., Сесекин А.Н., Щеклеин С.Е., Ченцов А.Г. Методы маршрутной оптимизации радиационно опасных работ / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики // Сборник докладов седьмой международной научно-технической конференции. – М.:, 2010. С.153-156.
173. Ташлыков О.Л., Сесекин А.Н., Щеклеин С.Е., Балуськин Ф.А., Ченцов А.Г., Хомяков А.П. Возможности математических методов моделирования в решении проблемы снижения облучаемости персонала // Вопросы радиационной безопасности. -2009. №4. С.47-57.
174. Григорьев А.М., Иванко Е.Е., Ченцов А.Г., Сесекин А.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Решение задач маршрутной оптимизации применительно к радиационно опасным объектам с использованием суперкомпьютера «Уран» // Безопасность АЭС и подготовка кадров. XII Международная конференция: Тезисы докладов (Обнинск, 4-7 октября 2011 г.). – Том 2. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2011. С.103-105.
175. Grigoryev A. M., and Tashlykov O. L. Solving a routing optimization of works in radiation fields with using a supercomputer: AIP Conference Proceedings 2015, 020028 (2018);
176. Сесекин А.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Куклин М.Ю., Ченцов А.Г., Кадников А.А. Использование метода динамического программирования для

оптимизации траектории перемещения работников в радиационно-опасных зонах с целью минимизации облучения // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. №2. с.41-48.

177. Gutin G., Punnen A. P. The Traveling Salesman Problem and Its Variations.— Dordrecht: Springer, 2002

178. Bellman R. Dynamic Programming Treatment of the Travelling Salesman Problem // J. Assoc. Comput. Mach. — 1962. — no. 9. — Pp. 61–63. Беллман Р. Применение динамического программирования к задаче о коммивояжере // Кибернет. сб. М.: Мир, 1964. Т.9. С.219-228.

179. Kubo Mikio, Kasugai Hiroshi. The precedence constrained traveling salesman problem // Journal of the Operations Research Society of Japan. — 1991. —Vol. 34, no. 2. — Pp. 152–172

180. Saliĭ Yaroslav. Revisiting Dynamic Programming for Precedence-Constrained Traveling Salesman Problem and Its Time-Dependent Generalization // European Journal of Operational Research. — 2017. — 04. — Pp. 32–42

181. Balas E. New classes of efficiently solvable generalized Traveling Salesman Problems // Annals of Operations Research. — 1999. — January. — Vol. 86, — Pp. 529–558

182. Хачай М.Ю., Незнахина Е.Д. Приближенные схемы для обобщенной задачи курьера // Трубы ИММ УрО РАН. – 2016. – Т. 22, №3. – С. 283-292]

183. Chentsov A.G., Seseĭkin A.N., Shcheklein A.N., Tashlykov O.L. On One Modification of Traveling Salesman Problem Oriented on Application in Atomic Engineering. American Institute of Physics. Conference Proceeding, vol. 1293. 2010. P. 197-202.

184. A. N. Seseĭkin, O. L. Tashlykov, S. Ye. Shcheklein & A. G. Chentsov Route optimization in the removal of radiation hazards // 1st International Conference on Energy Production and Management in the 21st Century: The Quest for Sustainable Energy; WIT Transactions on Ecology and the Environment Volume 190(2), 2014, Pp. 919-926

185. Kalantari Bahman, Hill Arthur V, Arora Sant R. An algorithm for the traveling salesman problem with pickup and delivery customers // European Journal of Operational Research. — 1985. — Vol. 22, no. 3. — Pp. 377–386.

186. Cook William J. In Pursuit of the Traveling Salesman: Mathematics at the Limits of Computation. Princeton University Press, 2012.
187. Chentsov A. A., Chentsov A. G., Seseikin A. N., Tashlykov O. L. Application of a generalized bottleneck routing problem to the task of adhering to acceptable doses of radiation during the dismantling of radiation hazardous objects // IFAC PapersOnLine 52-13 (2019) 2656–2661
188. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Сесекин А.Н., Кокорин В.В., Ченцов А.Г. Математические методы маршрутной оптимизации в минимизации последствий радиационных аварий и ликвидации техногенных образований (на примере объектов использования атомной энергии) // Безопасность критических инфраструктур и территорий: Материалы V Всероссийской конференции и XV школы молодых ученых. Екатеринбург: УрО РАН, Изд-во АМБ, 2012. С.181-187.
189. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Сесекин А.Н., Ченцов А.Г. О потенциале маршрутной оптимизации работ в минимизации дозовых затрат при ликвидации техногенных образований и последствий радиационных аварий / Актуальные проблемы деятельности подразделений информационного обеспечения населения и технологий информационной поддержки РСЧС, гражданской обороны и пожарной безопасности: сборник научных материалов межрегионального научно-практического семинара (5 декабря 2014) [текст] / под общ. ред. И.А. Максимова. – Екатеринбург: Уральский институт ГПС МЧС России, 2014. – С. 87-96.
190. Ташлыков О.Л., Сесекин А.Н., Щеклеин С.Е., Ченцов А.Г. Разработка оптимальных алгоритмов вывода АЭС из эксплуатации с использованием методов математического моделирования // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. №2. С. 115-120.
191. Балущкин Ф.А., Сесекин А.Н., Ташлыков О.Л., Чеблоков И.Б., Щеклеин С.Е., Ченцов А.Г. Использование метода динамического программирования для оптимизации демонтажа оборудования энергоблоков АЭС, выводимых из эксплуатации, с целью минимизации облучения // Известия вузов. Ядерная энергетика. -2009. №4. С.169-176.
192. Богословская А.В., Сесекин А.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Ченцов А.Г. Метод динамического программирования в решении иерархической задачи маршрутизации применительно к оптимизации демонтажа радиоактивного

оборудования / Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии: сборник материалов Всероссийской научно-практической конференции с международным участием студентов, аспирантов и молодых ученых 17-20 декабря 2013 г. Екатеринбург: УрФУ, 2013. С.345-346

193. Балушкин Ф.А., Сесекин А.Н., Фрейнберг Ю.А., Ченцов А.Г. Об одном варианте задачи коммивояжера // Вестник компьютерных и информационных технологий. №12. 2009. С. 45-50

194. Кормен Т., Лейзерсон Ч., Ривест Р. Алгоритмы: построение и анализ. М.: МЦНМО, 2002. 960 с.

195. Ченцов А.Г. Экстремальные задачи маршрутизации и распределения заданий: вопросы теории. – Ижевск: НИЦ «Регулярная и хаотическая динамика», Ижевский институт компьютерных исследований, 2008. –240 с.

196. Ченцов А.А., Ченцов А.Г. О реализации метода динамического программирования в обобщенной задаче курьера // Известия РАН. Теория и системы управления, 2008, № 3, с. 143-153.

197. Кропачев Ю.А., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Оптимизация радиационной защиты на этапе вывода энергоблоков АЭС из эксплуатации // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2019. №1. С.119-130.

198. Кропачев Ю.А., Ташлыков О.Л., Сесекин А.Н., Щеклеин С.Е., Хомяков А.П. Подсистема автоматизированной обработки данных нерегламентных измерений радиационной обстановки Ядерная и радиационная безопасность. 2019. № 3 (93). С. 26-35

199. Dijkstra E. W. A Note on Two Problems in Connexion with Graphs // Numerische mathematik. — 1959. — Vol. 1, no. 1. — Pp. 269–271.

200. Левитин А.В. Алгоритмы: введение в разработку и анализ. — М.: Издательский дом "Вильямс, 2006.

201. Grigoryev A. M., Tashlykov O. L. Route optimization during works in non-stationary radiation fields with obstacles. December 2019. AIP Conference Proceedings 2174(1): 020216.

202. Кропачев Ю. А., Ташлыков О. Л. Оптимизация радиационной защиты на этапе вывода энергоблоков АЭС из эксплуатации // Перспективные энергетические

- технологии. Экология, экономика, безопасность и подготовка кадров – 2016: материалы научно-практической конференции (Екатеринбург, 11 октября 2016 г.). – Екатеринбург: УрФУ, 2016. С.50-57.
203. Buhmann Martin D. Radial Basis Functions: Theory and Implementations. Cambridge University Press, 2003.
204. Biancolini, Marco Evangelos (2018). Fast radial basis functions for engineering applications. Springer International Publishing. ISBN 9783319750118. OCLC 1030746230
205. Григорьев А.М., Ташлыков О.Л., Попель А.А., Кропачев Ю.А. Определение параметров радиационных полей при маршрутной оптимизации с использованием интерполяции на основе радиальных базисных функций // Сборник статей VII Международной молодежной научной конференции Физика. Технологии. Инновации. Екатеринбург: УрФУ. 2020. С. 67-79.
206. Grigoryev Aleksey M., Tashlykov Oleg L., Popel Andrey A., and Kropachev Yuriy A. Determination of radiation field parameters for the problems of routing optimization based on interpolation with radial basis functions AIP Conference Proceedings 2313, 020007 (2020);
207. Общие инструкции оценки и реагирования на радиологические аварийные ситуации. IAEA-TECDOC-1162/R. - Вена, МАГАТЭ, 2004. 204 с.
208. Tashlykov O. L., Seseikin A. N., Shcheklein S. E. Route Optimization Methods for Response to Radiological Emergency Situations // SPCECI 2019 IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering (2020) 972 012004
209. Ташлыков О.Л., Кадников А.А. О проблеме продления ресурса и замене парогенераторов АЭС с реакторами ВВЭР-1000 / Перспективные энергетические технологии. Экология, экономика, безопасность и подготовка кадров // Сборник научных трудов.– Екатеринбург, ООО ИД «Урал Юр Издат», 2006. С.36-46.
210. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Кадников А.А. Анализ повреждаемости парогенераторов, обогреваемых водой под давлением, с точки зрения контролируемого продления ресурса до замены парогенераторов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. №4. С.93-102.
211. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Кадников А.А. Обобщение опыта эксплуатации и надежности парогенераторов АЭС с реакторами типа ВВЭР / Проблемы

безопасности критических инфраструктур территорий и муниципальных образований // Тезисы докладов Всероссийской научно-технической конференции и XI школы молодых ученых – Екатеринбург: УрО РАН, 2007, ISBN 5-7691-1873-3. С.109-111.

212. Кадников А.А., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Оптимизация работ по замене парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики // Тезисы докладов пятой международной научно-технической конференции 19-21 апреля 2006 г. – Москва, 2006. с.141-143

213. Кадников А. А. Оптимизация комплекса работ по замене парогенераторов энергоблоков АЭС с ВВЭР: дис. канд. техн. наук: 05.14.03 / Кадников Анатолий Александрович. – Обнинск, 2009. – 147 с.

214. Евжик Н.И., Сесекин А.Н., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Кадников А.А. Оптимизация сетевых графиков замены парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000 с использованием аппарата нелинейного математического программирования // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. №4. С. 121-127.

215. Карманов В.Г. Математическое программирование. М.: Наука, 1980. 256 с.

216. Митенков Ф.М. Главные циркуляционные насосы АЭС / Ф.М. Митенков, Э.Г. Новинский, В.М. Будов; под общ.ред. Ф.М. Митенкова. – 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 376 с.

217. Арматура ядерных энергетических установок / Д.Ф. Гуревич, В.В. Ширяев, И.Х. Пайкин, И.М. Гольдштейн. – М.: Атомиздат, 1978. –352 с.

218. Правила охраны труда при эксплуатации тепломеханического оборудования и тепловых сетей атомных станций ФГУП Концерн «Росэнергоатом» СТО 1.1.1.02.001.0673-2006. М.: Концерн «Росэнергоатом», 2007. –198 с.

219. Ташлыков О.Л., Наумов А.А., Щеклеин С.Е. Моделирование процесса замораживания натрия в трубопроводах с целью оптимизации ремонта реакторных установок на быстрых нейтронах // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2013. № 2. С. 21-26.

220. Устройство для ускоренного замораживания и последующего размораживания жидкого щелочного металла в трубах реакторов АЭС / патент на полезную модель №171057. Патентообладатель ФГАОУ ВПО «УрФУ». Авторы: Ташлыков О.Л.,

Попов А.И., Щеклеин С.Е.. заявка №2016114039. Приоритет полезной модели 11.04.2017 г.

221. Устройство для регулируемого охлаждения жидкого металла в трубах реакторов на быстрых нейтронах / патент на полезную модель №180121. Патентообладатель ФГАОУ ВПО «УрФУ». Авторы: Попов А.И., Ташлыков О.Л. заявка №2017141249. Приоритет полезной модели 27.11.2017 г.

222. Устройство для заморозки натрия в трубопроводах АЭС. Заявка на изобретение №2021 127 766 от 22.09.2021. Авторы: Ташлыков О. Л., Шпаковская Т. В., Ильина Д. К., Севастьянов М. М., Климова В. А.

223. Юрченко В. Г. Использование блочной съемной тепловой изоляции на АЭС. Перспективы развития / Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики // Сборник докладов шестой международной научно-технической конференции 21-23 мая 2008 г. – Москва, 2008. С.241-243

224. Таширева И.А., Ташлыков О.Л. Использование быстросъемной тепловой изоляции на АЭС // Труды второй научно-технической конференции молодых ученых Уральского энергетического института. Екатеринбург: ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н.Ельцина», 2017. с. 365-368.

225. Попов С.А., Ташлыков О.Л. Разработка быстросъемной комбинированной радиационной и тепловой защиты оборудования и систем АЭС // В сборнике: Физика. Технологии. Инновации сборник материалов V Международной молодежной научной конференции, посвященной памяти Почетного профессора УрФУ В.С. Кортова. Екатеринбург, УрФУ. 2019. С. 53-62

226. Popov S. A., and Tashlykov O. L. The quick-release combined radiation shield and heat insulation development for NPP's equipment and systems: AIP Conference Proceedings 2015, 020075 (2018);

227. РД ЭО 0586-2004 Нормы проектирования тепловой изоляции оборудования и трубопроводов атомных станций. М.: ОАО «Концерн Росэнергоатом». 2004.

228. Попов С.А., Щербинин К.А., Ченский С.А., Ташлыков О.Л. Экспериментальное исследование теплопроводности гомогенных радиационно-защитных материалов / Труды третьей научно-технической конференции молодых ученых УралЭНИИ, УрФУ, 2018. С. 315-317

229. Уонг Х. Основные формулы и данные по теплообмену для инженеров: Пер. с англ. / Справочник. – М.: Атомиздат, 1979. – 216 с.
230. Ташлыков О.Л., Попов С.А. Блочная быстросъемная защита трубопроводов АЭС / патент на изобретение №2686428. Заявка №2017144965. Приоритет изобретения 20.12.2017 г. Дата государственной регистрации в ГРИ РФ 25.04.2019.
231. Куртеев А. В., Севастьянов М. М., Ташлыков О. Л. Разработка модели сборной мобильной радиационной защиты // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Атомная энергетика : материалы Международной научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, посвященной памяти проф. Данилова Н. И. (1945–2015) – Даниловских чтений. Екатеринбург : УрФУ, 2019. С. 741-744.
232. Сборная биологическая защита от ионизирующего излучения. Ташлыков О. Л., Севастьянов М. М., Куртеев А. В. Патент на изобретение RU 2 745 074 С1, 19.03.2021 Заявка № 2020108304 от 26.02.2020.
233. Булатов В.И., Ташлыков А. О., Ташлыков О. Л. Сооружение комплекса переработки жидких радиоактивных отходов на Белоярской АЭС // Международный научный журнал Альтернативная энергетика и экология. 2020. № 25-27 (347-349). С.62-72.
234. Tashlykov O. L., Khomyakov A. P., Mordanov S., Remez V. P. Ion-selective treatment as a method for increasing the efficiency of liquid radioactive waste reducing in accordance with acceptance criteria for disposal // AIP Conference Proceedings, 2021, 2388(1):020032
235. Арустамов А. Э. Метод ионоселективной очистки жидких радиоактивных отходов атомных станций / Арустамов А. Э. [и др.] // Безопасность жизнедеятельности. – 2005. – №11. – С. 13 – 16.
236. Ремез В.П., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Иошин А.А., Кузнецов С.Б. Повышение Эффективности локализации радионуклидов кобальт-60 и цезий-137 из жидких радиоактивных отходов в решении проблемы обеспечения радиационной безопасности АЭС // Ядерная физика и инжиниринг. – 2016. – Т. 7. – № 2. – С. 129–137.

237. Khomyakov A.P., Mordanov S., Tashlykov O.L., Remez V.P., [Kostarev V.](#), Litvinov D. Research of the physical properties of the liquid radioactive waste treatment ion-selective sorbents // AIP Conference Proceedings. 2021, – V.2388(1): 040014
238. Khomyakov A.P., Mordanov S., Tashlykov O.L., Remez V.P. The scale-up-method for the hydrodynamic processes in a sorbent layer using CFD simulation with the Ergun's equation-based models // AIP Conference Proceedings. – 2021, – V.2388(1):040015
239. Бессонов И.А., Чалпанов С.В., Лезов А.Д., Ташлыков О.Л., Климова В.А., Морданов С.В., Хомяков А.П., Рemez В.П. Компьютерное моделирование и экспериментальное исследование гидродинамических характеристик сорбентов для ионоселективной очистки // Физика. Технологии. Инновации : сборник статей VIII Международной молодежной научной конференции. – Екатеринбург: УрФУ, 2021. С. 46-58
240. Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций. НП-002-15. Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 января 2015 г. № 35.
241. Самойлов А.А., Стрижова С.В., Блохин П.А. Приоритетные направления оптимизации обращения с радиоактивными отходами // Доклады XI международной конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» – М.: АО «Концерн Росэнергоатом». – 2018. – С.269-275.
242. Стругов Е.Д., Ширманов И.А., Климова В.А., Ташлыков О.Л. Оценка экранирующих свойств природных минералов и отходов производства для использования в радиационной защите // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Атомная энергетика. Даниловские чтения - 2020. Сб. научных трудов. – Екатеринбург, 2021. С. 500-503.
243. Литовченко В.Ю., Васютин Н.А., Ташлыков О.Л., Козлов Ан.В., Селезнев Е.Н. Использование метода Монте-Карло для оптимизации состава радиационной защиты контейнеров для размещения кондиционированных жидких отходов // Физика. Технологии. Инновации : сборник статей VIII Международной молодежной научной конференции. – Екатеринбург: УрФУ, 2021. С. 426-437.

244. Литовченко В.Ю., Васютин Н.А., Ташлыков О.Л. Расчетное обоснование радиационных параметров защитного контейнера с цементным компаундом, содержащим сорбент с изотопами цезия-137 и кобальта-60 / Ядерные технологии: от исследований к внедрению – 2019: Сборник материалов научно-практической конференции. Нижний Новгород, 2019. С. 85-86.
245. Litovchenko V. Yu., Vasutin N. A., Kozlov A. V., Seleznev E. N., and Tashlykov O. L. Modeling of combined radiation protection when working with irradiation sources AIP Conference Proceedings 2313, 020010 (2020)
246. Ташлыков О. Л., Потеряев С. Н., Розаненков И. Э., Сивинских И. А. Фильтр-контейнер для радиоактивных отходов. Патент на полезную модель 207057 U1, 11.10.2021. Заявка № 2020136952 от 11.11.2020.
247. Батенков Д.И., Лукьяненко В.Ю., Ташлыков О.Л. О роли объемного моделирования демонтируемых систем в оптимизации продолжительности работ и дозовых затрат персонала при выводе из эксплуатации АЭС / Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение.: сборник материалов Всероссийской научно-практической конференции с международным участием. –Екатеринбург: УрФУ, 2013. С. 337-340.
248. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Виртуальные технологии обучения в решении проблемы снижения облучаемости ремонтного персонала // Дистанционное и виртуальное обучение. 2010. №8. С.48-57.
249. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е., Борисова Е.В. Использование 3D-технологий при подготовке специалистов для инновационного энергоблока Белоярской АЭС с реактором на быстрых нейтронах БН-800 Дистанционное и виртуальное обучение. 2010. №10. С.28-37.
250. В промышленную эксплуатацию введен первый виртуальный тренажер на АЭС // Автоматизация и IT в энергетике. – М.: Издательский дом "ИД АВИТ-ТЭК", 2022 г., С. 56-57.
251. Розаненков И. Э., Потеряев С. Н., Сивинских И. А., Ташлыков О. Л. 3-D моделирование технологических систем и процессов комплекса по переработке радиоактивных отходов // Физика. Технологии. Инновации : сборник статей VIII Международной молодежной научной конференции. – Екатеринбург: УрФУ, 2021. С. 528-539.

252. Завадский Д.И., Ташлыков О.Л. Использование 3D-моделирования при оптимизации радиационной защиты персонала // Инновации в атомной энергетике: сб. докладов конференции молодых специалистов. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2019. С.844-850.
253. Завадский Д.И., Ташлыков О.Л. Оптимизация радиационной защиты персонала с использованием BIM-проектирования // Сборник статей VII Международной молодежной научной конференции Физика. Технологии. Инновации. Екатеринбург: УрФУ. 2020. С. 347-358.
254. Шаньшаров В.А., Ташлыков О.Л. Создание трехмерной модели помещения с повышенным радиационным фоном // V Международная молодежная научная конференция: Физика. Технологии. Инновации ФТИ-2018. Тезисы докладов. Екатеринбург: УрФУ, 2018. С. 57-59
255. Шаньшаров В.А., Ташлыков О.Л. Разработка трехмерной модели радиационно-опасного помещения для подготовки персонала АЭС // Труды третьей научно-технической конференции молодых ученых УралЭНИИ. Екатеринбург: ФГАОУ ВО «УрФУ», 2018. С. 300-303
256. Завадский Д. И., Ташлыков О. Л. О роли BIM-моделирования при оптимизации радиационной защиты персонала и проектировании // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Атомная энергетика : материалы Международной научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых. – Екатеринбург : УрФУ, 2019. С. 725-728
257. Завадский Д.И., Ташлыков О.Л. Использование BIM-проектирования при планировании радиационно-опасных работ / Ядерные технологии: от исследований к внедрению – 2019: Сборник материалов научно-практической конференции. Нижний Новгород, 2019. С. 44-45.
258. Zavadskii D. I., and Tashlykov O. L. Optimization of radiation protection of staff using BIM-designing AIP Conference Proceedings 2313, 070017 (2020);

Акты внедрений и промышленных испытаний


ЗАВОД ГЕРМЕТИЗИРУЮЩИХ МАТЕРИАЛОВ
 Общество с ограниченной ответственностью

28 июля 2021 г

г. Дзержинск

АКТ

о внедрении результатов диссертационной работы «Разработка радиационно-защитных композитных материалов, теории и методов маршрутной оптимизации дозовых нагрузок в системе с радиоактивными объектами (применительно к разным этапам жизненного цикла АС)» Ташлыкова Олега Леонидовича, представленной на соискание ученой степени доктора технических наук по специальности 05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Результаты диссертационной работы Ташлыкова Олега Леонидовича, представленной на соискание ученой степени доктора технических наук, были использованы при разработке и изготовлении линейки модификаций радиационно-защитных материалов (РЗМ) серии «Абрис» на предприятии ООО «Завод герметизирующих материалов» (г. Дзержинск), при оптимизации состава РЗМ применительно к планируемым условиям облучения (радиоактивным загрязнением оборудования и помещений реакторных установок типа ВВЭР, РБМК и БН).

В 2011 году в соответствии с договором между УрФУ и ООО «Завод герметизирующих материалов» под научным руководством Ташлыкова О.Л. был проведен комплекс расчетно-экспериментальных научно-исследовательских работ по теме: «Прогнозирование защитных свойств модификаций радиационно-защитного материала Абрис РЗ заданного состава на основе анализа радиационного фона конкретных типов реакторных установок для защиты оборудования и персонала от гамма и нейтронного излучений». Целью расчетно-экспериментальных исследований, была разработка и верификация гомогенных

Юридический адрес: 606008 Нижегородская обл., г. Дзержинск, ш. Автозаводское, 55 В
 Почтовый адрес: 606008, г. Дзержинск, а/я 97. ИНН 5249052704, КПП 524901001, ОКПО 52471462
 Тел/ факс: (8313) 27-50-78, 27-54-06, 27-52-95, 27-57-85, (831) 2600-316
<http://www.zgm.ru>, e-mail: abris@zgm.ru
 Расчетный счет 40702810942160001541 в Волго-Вятском банке
 Сбербанк РФ г.Н.Н. Дзержинское отд. №4342 к/с 30101810900000000603 БИК 042202603



ЗАВОД ГЕРМЕТИЗИРУЮЩИХ МАТЕРИАЛОВ

Общество с ограниченной ответственностью

РЗМ с заданным содержанием наполнителей, адаптированных к радиоактивным загрязнениям систем объектов использования атомной энергии, различающимся изотопным составом. В дальнейшем исследования были направлены на оптимизацию состава РЗМ применительно к нейтронному и смешанному гамма- и нейтронному излучению. В результате расчетно-экспериментальных исследований, проведенных под научным руководством Ташлыкова О.Л. сформулированы требования к композитным радиационно-защитным материалам для различных источников радиационных загрязнений, адаптированных к типам АЭС, и разработан алгоритм проектирования и оптимизации состава наполнителей композитных радиационно-защитных материалов применительно к планируемым условиям облучения.

Директор



Савченков В. П.

Юридический адрес: 606008 Нижегородская обл., г. Дзержинск, ш. Автозаводское, 55 В
 Почтовый адрес: 606008, г. Дзержинск, а/я 97. ИНН 5249052704, КПП 524901001, ОКПО 52471462
 Тел/ факс: (8313) 27-50-78, 27-54-06, 27-52-95, 27-57-85, (831) 2600-316
<http://www.zgm.ru>, e-mail: abris@zgm.ru
 Расчетный счет 40702810942160001541 в Волго-Вятском банке
 Сбербанк РФ г.Н.Н. Дзержинское отд. №4342 к/с 3010181090000000603 БИК 042202603

**Акционерное общество «Российский концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях»
(АО «Концерн Росэнергоатом»)**

**Филиал АО «Концерн Росэнергоатом»
«Белоярская атомная станция» (Белоярская АЭС)**

АКТ

10.08.2021

УЗ-Ф02010409-06/208

г. Заречный, Свердловская область

Проведения промышленных испытаний

В 2021 году на Белоярской АЭС, филиале АО «Концерн Росэнергоатом» проведены инструментальные исследования с целью верификации программы определения оптимального маршрута при проведении измерений радиационных параметров с целью минимизации дозовых нагрузок дозиметриста. Измерения проводились в помещениях аппаратного зала №1 (04.02.2021) и аппаратного зала №2 (19.02.2021) при посещении 30 заданных точек в соответствии с картограммами помещений. Точки полностью соответствуют реальному регламенту измерений мощности амбиентного эквивалента дозы и маршруту передвижения. Доза за время измерений по маршруту аппаратного зала №1 – 0,085 мЗв и аппаратного зала №2 – 0,080 мЗв). Использовался дозиметр рентгеновского и гамма-излучения ДКС-АТ1121, заводской номер 4387, поверен до 26.01.2022.

В соответствии с разработанной программой были определены значения суммарной дозы облучения при прохождении регламентного маршрута и определение оптимального маршрута посещения заданных точек рассматриваемых помещений. Сокращение дозы облучения при оптимизации маршрутов перемещения дозиметриста с учетом обхода препятствий составили: 15,26% для аппаратного зала №1 и 22,01% – для аппаратного зала №2.

Отклонения расчетных значений суммарной дозы облучения от измеренных составили 5,2% для аппаратного зала №1 и 4,1% для аппаратного зала №2.

Теория и метод определения оптимального маршрута при посещении заданных точек помещения с учетом обхода препятствий для проведения измерений радиационных параметров («задача дозиметриста») разработаны в рамках диссертационного исследования Ташлыкова Олега Леонидовича «Разработка радиационно-защитных композитных материалов, теории и методов маршрутной оптимизации дозовых нагрузок в системе с радиоактивными объектами (применительно к разным этапам жизненного цикла АС)».

Алгоритм и программа построения оптимального маршрута перемещения дозиметриста (с учетом обхода препятствий) с посещением заданных точек помещения для определения параметров радиационной обстановки разработаны Ташлыковым О.Л. (УрФУ) совместно с Григорьевым А.М. (ИММ УрО РАН). Для нахождения функций стоимостей (доз облучения), учитывающих возможность

обхода препятствий, используется метод Дейкстры, для построения оптимального маршрута – метод динамического программирования.

Важность маршрутной оптимизации (снижения «транзитных доз») в общем процессе оптимизации облучения ремонтного персонала подчеркивается в МУ 2.6.5.054-2017. Оптимизация радиационной защиты персонала предприятий Госкорпорации «Росатом» и Программе оптимизации радиационной защиты персонала на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» (2019-2024 гг.).

В дальнейшем, планируется внедрение данной программы на Белоярской АЭС для формирования маршрута перемещения персонала в радиационно-опасных помещениях.

В соответствии с вышеизложенным можно заключить, что материалы диссертационной работы Ташлыкова О.Л. «Разработка радиационно-защитных композитных материалов, теории и методов маршрутной оптимизации дозовых нагрузок в системе с радиоактивными объектами (применительно к разным этапам жизненного цикла АС)», представленной на соискание ученой степени доктора технических наук по специальности 05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации, в частности, методы маршрутной оптимизации работ в неоднородных радиационных полях, могут быть использованы для разработки программы для ЭВМ, позволяющей автоматизировать процесс формирования оптимального маршрута при выдаче задания на выполнение работ по измерению параметров радиационной обстановки и, соответственно, минимизировать дозы облучения персонала в соответствии с принципом ALARA.

Главный инженер

Заместитель главного инженера
по радиационной защите

Начальник отдела
радиационной безопасности

Ю.В. Носов

Ю.А. Кропачев

И.А. Полищук



МИНОБРНАУКИ РОССИИ

Федеральное государственное бюджетное
образовательное учреждение высшего
образования «Нижегородский государственный
технический университет им. Р.Е. Алексеева»
(НГТУ)

Минина ул., 24, г. Нижний Новгород, 603950

Тел. (831) 436-23-25, факс (831) 436-94-75

E-mail: nntu@nntu.ru www.nntu.ru

ОКПО 02068137 ОГРН 1025203034537

ИНН / КПП 5260001439 / 526001001

23.08.2021 № 03-04/31

На № _____ от _____

[Акт о внедрении результатов диссертационного
исследования Ташлыкова О.Л.]

В диссертационный совет
УрФУ 05.03.04 при ФГАОУ ВО
«УрФУ имени первого Президента
России Б.Н. Ельцина»
620002, г. Екатеринбург,
ул. Мира, 19

АКТ

**внедрения результатов диссертационной работы Ташлыкова Олега Леонидовича
«Разработка радиационно-защитных композитных материалов, теории и методов
маршрутной оптимизации дозовых нагрузок в системе с радиоактивными объектами
(применительно к разным этапам жизненного цикла АЭС)», в учебный процесс в
образовательно-научном институте ядерной энергетики и технической физики им.
академика Ф.М. Митенкова НГТУ**

Результаты диссертационного исследования доцента кафедры «Атомных станций и возобновляемых источников энергии» УрФУ О.Л. Ташлыкова внедрены в образовательном процессе в ИЯЭ и ТФ им. академика Ф.М. Митенкова НГТУ в рамках учебных дисциплин «Ядерные энергетические реакторы», «Атомные электрические станции», «Принципы обеспечения безопасности АЭС», «Режимы работы атомных и тепловых электрических станций» и «Интеллектуальная собственность». Данные дисциплины входят в учебные программы для студентов специальности 14.05.02 «Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг», а также бакалавров и магистрантов направления подготовки 14.03.01 и 14.04.01 «Ядерная энергетика и теплофизика».

Системный подход к решению широкого перечня прикладных вопросов, сопряженных с изучением объектов использования атомной энергии позволяет использовать материалы диссертационного исследования в образовательном процессе. Разработка композитных материалов, методологическое сопровождение маршрутной оптимизации, учет работ с радиоактивными объектами для различных этапов жизненного цикла АЭС имеет несомненную научную новизну и тем самым являются актуальными при использовании данных разработок в образовательном процессе.

Результаты диссертационной работы Ташлыкова О. Л. на соискание ученой степени доктора технических наук отражены в следующих учебных изданиях, активно используемых в учебном процессе ИЯЭ и ТФ им. академика Ф.М. Митенкова НГТУ:

– в учебниках:

1. Новиков Г.А., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Обеспечение безопасности в области использования атомной энергии: учебник; под общ. ред. проф., д-ра техн. наук Г.А. Новикова. – Екатеринбург : Изд-во Урал. Ун-та, 2017. – 552 с.;
2. Ташлыков О.Л. Ремонт оборудования атомных станций: учебник – Екатеринбург: Изд-во Урал. Ун-та, 2018. – 352 с.;
3. Ташлыков О.Л. АЭС: Продление ресурса и снятие с эксплуатации: учебник - Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2020. - 216 с.;
4. Попов А. И., Ташлыков О.Л. Основы изобретательской деятельности (в области использования атомной энергии): учебник – М-во науки и высшего образования РФ. – Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2021. – 204 с.

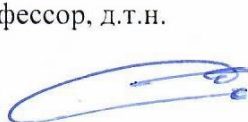
– в учебных пособиях:

1. Ташлыков О.Л. Методы оценки и снижения дозовых нагрузок при ремонте АЭС: учеб. пособие. -Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2009. 118 с.;
2. Новиков Г.А., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Безопасное использование ядерной энергии: правовые аспекты и методы управления, регулирования и обеспечения ядерной и радиационной безопасности: учебное пособие; под общ. ред. Г.А. Новикова. Екатеринбург: УрФУ, 2011. 510 с.;
3. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяктов С.А., Ташлыков О.Л., Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. / под общ. ред. С.Е. Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. – Екатеринбург: УрФУ, 2013. Ч. 1 – 548 с.;
4. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяктов С.А., Ташлыков О.Л., Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. / под общ. ред. С.Е. Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. – Екатеринбург: УрФУ, 2013. Ч.2 – 420 с.

Ректор НГТУ, заведующий кафедрой «Атомные и тепловые станции», профессор, д.т.н.

тел. (831) 436 23 25,

e-mail: dmitriev@nntu.ru



Дмитриев Сергей Михайлович

Директор Института ядерной энергетики и технической физики им. академика Ф.М. Митенкова НГТУ, доцент, к.т.н.

тел. (831) 436 63 53,

e-mail: khrobostov@nntu.ru



Хробостов Александр Евгеньевич

Подпись Дмитриева С.М. и Хробостова А.Е. заверяю
ученый секретарь Ученого совета НГТУ



Мерзляков И.Н.

603950, Н. Новгород, Минина ул., 24, ФГБОУ ВО «Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е. Алексеева» (НГТУ)

Ministry of Science and Higher Education of the Russian Federation
 Federal State Autonomous Educational Institution of Higher Education
 «National Research Tomsk Polytechnic University» (TPU)
 30, Lenin ave., Tomsk, 634050, Russia
 Tel. +7-3822-606333, +7-3822-701779,
 Fax +7-3822-606444, e-mail: tpu@tpu.ru, tpu.ru
 ОКПО (National Classification of Enterprises and Organizations):
 02069303,
 Company Number: 027000890168,
 VAT/KPP (Code of Reason for Registration)
 7018007264/701701001, BIC 016902004

Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
 федеральное государственное автономное образовательное
 учреждение высшего образования
 «Национальный исследовательский
 Томский политехнический университет» (ТПУ)
 Ленина, пр., д. 30, г. Томск, 634050, Россия
 тел.: +7-3822-606333, +7-3822-701779,
 факс +7-3822-606444, e-mail: tpu@tpu.ru, tpu.ru
 ОКПО 02069303, ОГРН 1027000890168,
 ИНН/КПП 7018007264/701701001, БИК 016902004



УТВЕРЖДАЮ:

Проректор по образовательной
 деятельности



Соловьев М.А.

19»

04

2021 г.

Акт

внедрения результатов диссертационной работы Ташлыкова Олега Леонидовича «Разработка радиационно-защитных композитных материалов, теории и методов маршрутной оптимизации дозовых нагрузок в системе с радиоактивными объектами (применительно к разным этапам жизненного цикла АС)», представленной на соискание ученой степени доктора технических наук по специальности 05.14.03 – ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Настоящий акт составлен об использовании в учебном процессе результатов диссертационной работы «Разработка радиационно-защитных композитных материалов, теории и методов маршрутной оптимизации дозовых нагрузок в системе с радиоактивными объектами (применительно к разным этапам жизненного цикла АС)». Полученные Ташлыковым О.Л. данные по дозовым нагрузкам на всех этапах жизненного цикла АЭС, методам оптимизации радиационной защиты персонала представляют собой практическую и теоретическую значимость при подготовке специалистов для атомной энергетики.

Результаты диссертационных исследований используются в Научно-образовательном центре И.Н. Бутакова Инженерной школы энергетики Национального исследовательского Томского политехнического университета при чтении курсов лекций, проведении практических и лабораторных занятий по дисциплинам «Ядерные энергетические реакторы», «Атомные электростанции», «Эксплуатация АЭС»,

«Парогенераторы и теплообменники», «Введение в инженерную деятельность», «Топливо и материалы ядерной техники», «Обработка воды на АЭС», «Принципы обеспечения безопасности АЭС», «Системы безопасности ядерных реакторов», «Нагнетатели АЭС», «Тепломеханическое и вспомогательное оборудование атомных электростанций», «Системная инженерия», «Основы проектирования электростанций», «Физическая защита при снятии ядерно-опасных объектов с эксплуатации», «Природоохранные технологии на АЭС», а также при выполнении научно-исследовательской работы студентами и выпускных квалификационных работ в соответствии с действующей программой по специальности 14.05.02 «Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг». Результаты исследований востребованы, в том числе, студентами магистерской образовательной программы «Тепловые и атомные электрические станции», а также при реализации образовательных программ на английском языке для иностранных студентов, обучающихся по программе специальности «Nuclear power plants: design, operation and engineering / Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг» и по магистерской образовательной программе на английском языке «Operation and engineering of nuclear power plants / Эксплуатация и инжиниринг атомных электростанций».

Результаты диссертационной работы на соискание ученой степени доктора технических наук Ташлыкова О. Л. отражены в следующих учебных изданиях, активно используемых в учебном процессе Томского политехнического университета:

– в учебниках:

1. Новиков Г.А., **Ташлыков О.Л.**, Щеклеин С.Е. Обеспечение безопасности в области использования атомной энергии: учебник; под общ. ред. проф., д-ра техн. наук Г.А. Новикова. – Екатеринбург : Изд-во Урал. Ун-та, 2017. – 552 с.;

2. **Ташлыков О.Л.** Ремонт оборудования атомных станций: учебник – Екатеринбург: Изд-во Урал. Ун-та, 2018. – 352 с.;

3. **Ташлыков О.Л.** АЭС: Продление ресурса и снятие с эксплуатации: учебник - Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2020. - 216 с.;

4. Попов А. И., **Ташлыков О.Л.** Основы изобретательской деятельности (в области использования атомной энергии): учебник – М-во науки и высшего образования РФ. – Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2021. – 204 с.

– в учебных пособиях:

1. **Ташлыков О.Л.** Методы оценки и снижения дозовых нагрузок при ремонте АЭС: учеб. пособие. -Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2009. 118 с.;

2. Новиков Г.А., **Ташлыков О.Л.**, Щеклеин С.Е. Безопасное использование ядерной энергии: правовые аспекты и методы управления, регулирования и обеспечения ядерной и радиационной безопасности: учебное пособие; под общ. ред. Г.А. Новикова. Екатеринбург: УрФУ, 2011. 510 с.;

3. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяков С.А., **Ташлыков О.Л.**, Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. / под общ. ред. С.Е. Щеклеина, **О.Л. Ташлыкова**. – Екатеринбург: УрФУ, 2013. Ч. 1 – 548 с.;

4. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяков С.А., **Ташлыков О.Л.**, Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. / под общ. ред. С.Е. Щеклеина, **О.Л. Ташлыкова**. – Екатеринбург: УрФУ, 2013. Ч.2 – 420 с.

Председатель комиссии



Губин В.Е., и.о. директора ИШЭ ТПУ

Члены комиссии:




Заворин А.С., заведующий кафедрой -
руководитель научно-образовательного
центра на правах кафедры НОЦ
И.Н.Бутакова ИШЭ



Литвак В.В., профессор НОЦ И.Н. Бутакова
ИШЭ



Воробьев А.В., руководитель
образовательной программы 14.05.02 ИШЭ



Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
Федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования «Уральский федеральный университет
имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» (УрФУ)

ул. Мира, 19, Екатеринбург, 620002,
факс: +7 (343) 375-97-78; тел.: +7 (343) 374-38-84
контакт-центр: +7 (343) 375-44-44, 8-800-100-50-44 (звонок бесплатный)
e-mail: rector@urfu.ru, www.urfu.ru
ОКПО 02069208, ОГРН 1026604939855, ИНН/КПП 6660003190/667001001

14 ИЮЛ 2021 № 01.09 -07/521
На № _____ от _____

УТВЕРЖДАЮ:

Проректор по науке

Германенко А.В.
2021 г.

«

АКТ

о внедрении результатов докторской диссертационной работы

Ташлыкова Олега Леонидовича

«Разработка радиационно-защитных композитных материалов, теории и методов маршрутной оптимизации дозовых нагрузок в системе с радиоактивными объектами (применительно к разным этапам жизненного цикла АС)»

Комиссия в составе: председателя Сарапулова С.Ф., профессора, д.т.н., директора УралЭНИН; Бычкова С.А., к.т.н, зам. директора УралЭНИН; Щеклеина С.Е., профессора, д.т.н., зав.каф. «Атомные станции и ВИЭ» УрФУ, руководителя образовательной программы специалитета по специальности 14.05.02 составила настоящий акт о том, что результаты диссертационной работы на соискание ученой степени доктора технических наук Ташлыкова Олега Леонидовича используются в Уральском федеральном университете имени первого Президента России Б.Н. Ельцина в

учебном процессе по образовательной программе специалитета по специальности 14.05.02 «Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг» и отражены:

– в рабочих программах дисциплин «Ремонт оборудования АС», «Продление ресурса и снятие атомных станций с эксплуатации» (модуль №1134118 «Монтаж, ремонт и модернизация оборудования АЭС»), где изучаются вопросы снижения дозовых нагрузок и оптимизации радиационной защиты персонала при ремонте и техническом обслуживании, продлении срока эксплуатации и выводе из эксплуатации атомных станций;

– в рабочих программах дисциплины «Основы научных исследований в ядерной энергетике» (модуль № 1134196 «Основы научных исследований в ядерной энергетике») и практики «Научно-исследовательская работа» (модуль №1135344 «Практики, в том числе исследовательская работа»), где изучаются вопросы оптимизации радиационной защиты персонала АС, включая расчетно-экспериментальные методы исследования радиационно-защитных материалов, проектирования их состава применительно к планируемым условиям облучения, маршрутизации работ в неоднородных радиационных полях.

– в учебниках УрФУ:

1. Новиков Г.А., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Обеспечение безопасности в области использования атомной энергии: учебник; под общ. ред. проф., д-ра техн. наук Г.А. Новикова. – Екатеринбург : Изд-во Урал. Ун-та, 2017. – 552 с.;

2. Ташлыков О.Л. Ремонт оборудования атомных станций: учебник – Екатеринбург: Изд-во Урал. Ун-та, 2018. – 352 с.;

3. Ташлыков О.Л. АЭС: Продление ресурса и снятие с эксплуатации: учебник - Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2020. - 216 с.;

4. Попов А. И., Ташлыков О.Л. Основы изобретательской деятельности (в области использования атомной энергии): учебник – М-во

науки и высшего образования РФ. – Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2021. – 204 с.

– в учебных пособиях:

1. Ташлыков О.Л. Методы оценки и снижения дозовых нагрузок при ремонте АЭС: учеб. пособие. -Екатеринбург: УГТУ-УПИ, 2009. 118 с.;

2. Новиков Г.А., Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Безопасное использование ядерной энергии: правовые аспекты и методы управления, регулирования и обеспечения ядерной и радиационной безопасности: учебное пособие; под общ. ред. Г.А. Новикова. Екатеринбург: УрФУ, 2011. 510 с.;

3. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяктов С.А., Ташлыков О.Л., Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. / под общ. ред. С.Е. Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. – Екатеринбург: УрФУ, 2013. Ч. 1 – 548 с.;

4. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяктов С.А., Ташлыков О.Л., Титов Г.П., Тучков А.М., Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. / под общ. ред. С.Е. Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. – Екатеринбург: УрФУ, 2013. Ч.2 – 420 с.

Председатель комиссии



Сарапулов С.Ф.

Члены комиссии:



Бычков С.А.



Щеклеин С.Е.

Патенты на изобретения и полезные модели
РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



ПАТЕНТ

НА ПОЛЕЗНУЮ МОДЕЛЬ

№ 171057

**УСТРОЙСТВО ДЛЯ УСКОРЕННОГО ЗАМОРАЖИВАНИЯ
И ПОСЛЕДУЮЩЕГО РАЗМОРАЖИВАНИЯ ЖИДКОГО
ЩЕЛОЧНОГО МЕТАЛЛА В ТРУБАХ РЕАКТОРОВ АЭС**

Патентообладатель: *Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования "Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина" (RU)*

Авторы: *Ташлыков Олег Леонидович (RU), Попов Александр Ильич (RU), Щеклеин Сергей Евгеньевич (RU)*

Заявка № 2016114039

Приоритет полезной модели 11 апреля 2016 г.

Дата государственной регистрации в
Государственном реестре полезных
моделей Российской Федерации 18 мая 2017 г.

Срок действия исключительного права
на полезную модель истекает 11 апреля 2026 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Ивлиев Г.П. Ивлиев

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ

**ПАТЕНТ**

НА ПОЛЕЗНУЮ МОДЕЛЬ

№ 180121

**УСТРОЙСТВО ДЛЯ РЕГУЛИРУЕМОГО ОХЛАЖДЕНИЯ
ЖИДКОГО МЕТАЛЛА В ТРУБАХ РЕАКТОРОВ НА
БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ**

Патентообладатель: *Федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего образования
"Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б.Н. Ельцина" (RU)*

Авторы: *Попов Александр Ильич (RU),
Ташлыков Олег Леонидович (RU)*

Заявка № 2017141249

Приоритет полезной модели 27 ноября 2017 г.

Дата государственной регистрации в
Государственном реестре полезных
моделей Российской Федерации 05 июня 2018 г.

Срок действия исключительного права
на полезную модель истекает 27 ноября 2027 г.

Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Излиев Г.П. Излиев



РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ

**ПАТЕНТ**

НА ИЗОБРЕТЕНИЕ

№ 2686428

**БЛОЧНАЯ БЫСТРОСЪЕМНАЯ ЗАЩИТА
ТРУБОПРОВОДОВ АЭС**

Патентообладатель: *Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования "Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина" (RU)*

Авторы: *Ташлыков Олег Леонидович (RU),
Попов Сергей Андреевич (RU)*

Заявка № 2017144965

Приоритет изобретения 20 декабря 2017 г.

Дата государственной регистрации в

Государственном реестре изобретений

Российской Федерации 25 апреля 2019 г.

Срок действия исключительного права

на изобретение истекает 20 декабря 2037 г.

Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Ивлиев Г.П. Ивлиев



РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



ПАТЕНТ

НА ПОЛЕЗНУЮ МОДЕЛЬ

№ 201230

Контейнер для радионуклидных источников

Патентообладатель: *Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования "Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина" (RU)*

Авторы: *Ташлыков Олег Леонидович (RU), Севастьянов Михаил Михайлович (RU), Потеряев Станислав Николаевич (RU), Сивинских Иван Александрович (RU)*

Заявка № 2020108513

Приоритет полезной модели 27 февраля 2020 г.

Дата государственной регистрации в

Государственном реестре полезных моделей Российской Федерации 04 декабря 2020 г.

Срок действия исключительного права

на полезную модель истекает 27 февраля 2030 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Ивлиев

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



ПАТЕНТ

НА ИЗОБРЕТЕНИЕ

№ 2745074

Сборная биологическая защита от ионизирующего излучения

Патентообладатель: *Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования "Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина" (RU)*

Авторы: *Ташлыков Олег Леонидович (RU), Севастьянов Михаил Михайлович (RU), Куртеев Алексей Валерьевич (RU)*

Заявка № 2020108304

Приоритет изобретения 26 февраля 2020 г.

Дата государственной регистрации
в Государственном реестре изобретений
Российской Федерации 19 марта 2021 г.

Срок действия исключительного права
на изобретение истекает 26 февраля 2040 г.

Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Ивлиев



РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



ПАТЕНТ

НА ПОЛЕЗНУЮ МОДЕЛЬ

№ 207057

Фильтр-контейнер для радиоактивных отходов

Патентообладатель: *Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования "Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина" (RU)*

Авторы: *Ташлыков Олег Леонидович (RU), Потеряев Станислав Николаевич (RU), Розаненков Илья Эдуардович (RU), Сивинских Иван Александрович (RU)*

Заявка № 2020136952

Приоритет полезной модели 11 ноября 2020 г.

Дата государственной регистрации в Государственном реестре полезных моделей Российской Федерации 11 октября 2021 г.

Срок действия исключительного права на полезную модель истекает 11 ноября 2030 г.

Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Ивлиев



РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



ПАТЕНТ

НА ИЗОБРЕТЕНИЕ

№ 2758058

Способ переработки отходов реакторного графита

Патентообладатель: *Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования "Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина" (RU)*

Авторы: *Ташлыков Олег Леонидович (RU), Потеряев Станислав Николаевич (RU), Розаненков Илья Эдуардович (RU), Сивинских Иван Александрович (RU)*

Заявка № 2021101186

Приоритет изобретения 21 января 2021 г.

Дата государственной регистрации

в Государственном реестре изобретений

Российской Федерации 26 октября 2021 г.

Срок действия исключительного права

на изобретение истекает 21 января 2041 г.

Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Ильев

