

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

Уральский энергетический институт
Кафедра «Атомные станции и возобновляемые источники энергии»

На правах рукописи

Махмуд Карем Абделазим Габер

**РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ
РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ПРИРОДНЫХ МИНЕРАЛОВ
РЕСПУБЛИКИ ЕГИПЕТ И НЕКОТОРЫХ КОМПОЗИТНЫХ
МАТЕРИАЛОВ**

2.4.9. Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная
безопасность

ДИССЕРТАЦИЯ

на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Научный руководитель:
кандидат технических наук, доцент
Олег Леонидович Ташлыков

Екатеринбург – 2022

БЛАГОДАРНОСТЬ

Во-первых, я должен выразить свою самую большую благодарность и признательность Всемогущему Аллаху за его провидческую заботу обо мне и за то, что он дал мне мужество, решимость и руководство в этой исследовательской работе.

Я хотел бы выразить сердечную благодарность и признательность моему научному руководителю, доценту д-ру Таишлыкову Олегу Леонидовичу, консультантам по диссертации: профессору д-ру Щеклеину Сергею Евгеньевичу; профессору д-ру Аль-Асси Ибрагиму; доценту д-ру Абуелсайд Мохамеду и моим коллегам по кафедре атомных станций и возобновляемых источников энергии за их постоянную поддержку.

Я хотел бы поблагодарить моих любимых родителей за их постоянную поддержку и ободрение в моей научной работе.

Моя особая благодарность и признательность моей любимой жене за ее щедрую любовь, поддержку, заботу и терпение с самого начала моего обучения. Также спасибо моим братьям, сестре и моему сыну Юссефу.

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВЕДЕНИЕ.....	6
ГЛАВА 1. ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР.....	14
1.1. Бетоны как радиационно-защитные материалы	17
1.1.1. Бетоны с различными видами шлаков	17
1.1.2. Бетоны с железными шлаками.....	18
1.1.3. Бетоны с цветными шлаками	21
1.1.4. Бетоны с добавлением отходов горнодобывающей промышленности. 24	
1.1.5. Бетоны, армированные металлическими отходами.....	26
1.2. Стекла как радиационно-защитные материалы	29
1.2.1. Боратные стекла.....	30
1.2.2. Силикатные стекла.....	33
1.2.3. Теллуритовые стекла.....	36
1.2.4. Фосфатные стекла	38
1.3. Сплавы для защиты от излучения	39
ГЛАВА 2. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ.....	42
2.1. Сбор и подготовка природных горных пород.....	42
2.1.1. Радиометрический анализ	43
2.1.2. Оценка радиационно защитных свойств	43
2.1.3. Определение химического состава образцов	46
2.2. Изготовление образцов бетона	49
2.3. Изготовление глиняных кирпичей для защиты от гамма-излучения	52
2.4. Изготовление образцов радиационно-защитный стекол.....	54
ГЛАВА 3. ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ИССЛЕДУЕМЫХ МАТЕРИАЛОВ	60

3.1. Оценка радиационно-защитных характеристик с помощью XCOM	60
3.2. Компьютерное моделирование	62
3.2.1. Поток фотонов и уравнение Больцмана.....	62
3.2.2. Метод Монте-Карло	63
3.2.3. Код переноса N-частиц Монте-Карло (MCNP), версия 5	65
3.2.4. Создание входного файла MCNP-5	65
2.2.5. Этапы развития используемой геометрии	67
Глава 4. Расчетно-экспериментальные исследования	74
4.1. Оценка защитных свойств горных пород	74
4.2. Исследования радиационно-защитных характеристик природных материалов в качестве заполнителя бетона	79
4.2.1. Влияние размера зерен на экранирующую способность бетона.....	79
4.2.2. Исследования влияния содержания базальта на экранирующие свойства бетона.....	81
4.2.3. Исследования влияния давления на экранирующие свойства бетона...	83
4.3. Расчетно-экспериментальные исследования защитных свойств кирпичей.....	85
Глава 5. ОПТИМИЗАЦИЯ СОСТАВА РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СТЕКЛ	90
5.1. Боратные стекла.....	90
5.1.1. Боратное стекло B_2O_3 -BaO- Bi_2O_3	91
5.1.2. Стеклянная система La_2O_3 -BaO- B_2O_3 - V_2O_5 - Bi_2O_3	97
5.1.3 Стеклянная система P_2O_5 - B_2O_3 - Bi_2O_3 - $10Li_2O$ - ZrO_2	103
5.1.4. Оценка экранирующей способности боратных стекол с добавками висмута	107
5.2. Оценка экранирующей способности и стоимости всех изготовленных стекол.....	110

5.2.1. Линейный коэффициент ослабления стекла	110
5.2.2. Слой половинного ослабления и стоимость исследуемых стекол.....	115
Глава 6. ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ некоторых СПЛАВов	122
6.1. Экранирующая способность бинарных сплавов.....	122
6.2. Исследование-экранирующей способности многоэлементного сплава.	126
6.3. Сравнение линейных коэффициентов ослабления исследованных сплавов	128
Глава 7. ОЦЕНКА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРИРОДНЫХ МАТЕРИАЛОВ И СПЛАВОВ ДЛЯ ДОПОЛНИТЕЛЬНОЙ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ КОНТЕЙНЕРОВ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ.....	131
7.1. Влияние толщины капсулы	136
7.2. Влияние материала капсулы на мощность доза изучение	138
7.3. Влияние толщины наполнителя.....	141
7.4. Влияние типа наполнителя.....	142
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	147
СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ	150
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....	152

ВЕДЕНИЕ

Актуальность и степень разработанности темы. С 1950-х годов предельная годовая доза облучения для персонала составляла 50 мЗв. В 1990 году согласно рекомендациям Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ, Публикация № 60) предел дозы облучения был снижен до 20 мЗв в год с возможностью усреднения. Финляндия была первой страной в мире, которая приняла рекомендации МКРЗ в свое законодательство. В России после выхода Норм радиационной безопасности (НРБ-96/99) началась подготовка к переходу на новые нормы с 2000 г. для действующих АЭС [1].

Доза облучения прямопропорциональна значению радиационного параметра (например, мощности дозы излучения), времени пребывания в радиационном поле и обратно пропорциональна квадрату расстояния от источника излучения до работника. Соответственно, снизить дозу облучения можно сокращением времени выполнения работ в условиях воздействия ионизирующего излучения (например, использованием автоматического оборудования, тренировками в чистой зоне), увеличением расстояния от источника излучения до работника (например, использованием дистанционно-управляемых приспособлений) и снижением радиационного параметра [3]. Последний способ предполагает проведение дезактивации оборудования и помещений, выполнение части операций (например, по укрупнению блоков в чистой зоне для установки в радиационно-опасной зоне), использование различных экранов из материалов, эффективно ослабляющих излучение. Экранирование является самым распространенным способом снижения дозовых затрат персонала.

Наибольшую проблему на практике вызывает организация защиты от фотонного излучения, поскольку защита от альфа- и бета-излучения не вызывает проблем, а нейтронное облучение возможно только при работающем реакторе.

Наиболее эффективны для защиты от гамма-излучения тяжелые материалы (свинец, вольфрам, обедненный уран и т.д.). Из них наибольшее распространение

получил свинец. Однако он имеет ряд недостатков, в частности, высокую пластичность, что вызывает проблемы при креплении вертикальной защиты из свинца при толщине более 5 мм [4]. Кроме того, свинец является токсичным материалом, что ограничивает его применение и дальнейшую утилизацию свинцовосодержащих радиационно-защитных материалов (РЗМ).

В связи с этим в последние годы активизировались исследования по поиску новых составов нетоксичных (в том числе, бессвинцовых) композитных РЗМ, имеющих высокие защитные свойства.

Вне зависимости от формы использования того или иного материала в качестве радиационной защиты предъявляется ряд требований, позволяющих реализовать и длительное время работать с максимальной защитой. Этими требованиями являются конструкционная прочность материала, радиационная и термическая стойкость материала, химическая инертность материала, высокая теплопроводность, низкий коэффициент линейного расширения, низкая стоимость и доступность и т. Д.). Многие из этих требований противоречивы, и в природе не существует материалов, которые одновременно удовлетворяли бы всем требованиям, хотя можно найти материалы или их комбинации, которые в значительной степени удовлетворяют этим требованиям (оптимизация состава). В настоящее время найдено, разработано и исследовано достаточное количество защитных материалов [6]. Стоимость защиты современных ядерных объектов может достигать 20-30% от общей стоимости сооружения [7].

Оптимизация защитных материалов является важной частью и на практике наиболее важной частью системы ограничения дозы, поскольку для достижения приемлемого уровня защиты недостаточно полагаться на пределы дозы. Это связано с тем, что пределы доз представляют собой нижнюю границу области неприемлемых доз и рисков. Таким образом, дозы чуть ниже предельных значений могут быть допустимы только в том случае, если для их уменьшения не может быть предпринято ничего разумного.

В этой связи разработка новых материалов (бетон, кирпич, сплав) имеют высокую экранирующую способность от гамма-излучения, является **актуальной** задачей для создания новых технологий и образцов техники, развивающих приоритетное направление развития науки, техники и технологий в Российской Федерации: Пункт 8 (Энергоэффективность, энергосбережение и атомная энергетика).

Целью диссертационной работы является разработка новых эффективных нетоксичных материалов (бетон, кирпич, стекла и сплавы) с использованием природных минералов Республики Египет для радиационной защиты на объектах использования атомной энергии (ОИАЭ).

Для достижения этой цели были поставлены и решены следующие задачи:

1. Оценка потенциальной возможности использования природных минералов Республики Египет в составе строительных материалов при сооружении радиационной (биологической) защиты ОИАЭ.
2. Расчетно-экспериментальное исследование влияния размеров фракций (зерен) базальтового наполнителя на радиационно-защитные свойства бетонов.
3. Расчетно-экспериментальные исследования влияния давления при изготовлении бетонов на их экранирующие свойства.
4. Разработка входных файлов и оценка их эффективности при моделировании методом Монте-Карло (расчетный код MCNP-5) для оценки радиационно-защитных разработанных материалов.
5. Разработка, изготовление и расчетно-экспериментальное исследование радиационно-защитных свойств кирпичей на основе диатомита, легированных промышленными отходами.
6. Разработка, оптимизация состава и расчетно-экспериментальные исследования радиационно-защитных стекол (боратных, силикатных, теллуритовых и фосфатных).

7. Расчетно-экспериментальные исследования радиационно-защитных свойств сплавов, содержащих тяжелые элементы (W, Bi, Pb).
8. Оценка эффективности использования природных минералов Республики Египет и исследованных сплавов для дополнительного экранирования радиоактивных отходов, размещаемых в защитном контейнере с использованием расчетного кода MCNP-5.

Научная новизна работы заключается в следующем:

1. Впервые проведены расчетно-экспериментальные исследования радиационно-защитных характеристик природных минералов Республики Египет
2. Разработаны варианты геометрий при создании входного файла расчетного кода MCNP-5 для моделирования радиационно-защитных характеристик исследуемых материалов и проанализировано их влияние на учет фактора накопления.
3. Проведена оценка степени влияния отдельных эффектов взаимодействия фотонного излучения с исследуемыми материалами в различных диапазонах энергий гамма-излучения на их радиационно-защитные характеристики.
4. Впервые проведены расчетно-экспериментальные исследования радиационно-защитных свойств глиняных кирпичей на основе диатомита с добавками промышленных отходов.
5. Разработаны новые составы бессвинцовых стекол для экранирования от гамма-излучения проведены расчетно-экспериментальные исследования их радиационно-защитных свойств.

Теоретическая и практическая значимость работы:

- Результаты исследований радиационно-защитных характеристик природных минералов Республики Египет будут использованы при оценке потенциальной возможности их применения в составе строительных материалов объектов использования атомной энергии.

- Проведена оценка влияния размеров зерен базальта, как наиболее эффективного экранирующего наполнителя, на радиационно-защитные свойства бетонов.
- Проведена оценка влияния давления прессования при изготовлении бетонов с базальтовым наполнителем на их радиационно-защитные свойства.
- Результаты расчетно-экспериментальных исследований влияния добавок тяжелых металлов в глиняную матрицу на основе диатомита на радиационно-защитные свойства могут быть использованы при изготовлении кирпичей для быстровозводимой защиты.
- Разработка входного файла расчетного кода MCNP-5 для моделирования методом Монте-Карло для изучения радиационной защиты изготовленных образцов.
- Проведена расчетно-экспериментальные исследования новых составов радиационно-защитных стекол (боратных, силикатных, теллуритовых и фосфатных).
- Проведенная оценка экранирующей способности и стоимости составов радиационно-защитных стекол может быть использована в качестве базы данных для оптимизации радиационной защиты в виде стекол.

Методология и методы диссертационного исследования

Экспериментальные измерения радиационно-защитных характеристик исследуемых материалов проводились с использованием детекторов NaI (Tl) и HPGe в Управлении по ядерным материалам (Каир, Египет), химический состав - с помощью индукционной плазменно-оптической эмиссионной спектроскопии (ICP-OES). Экспериментальные измерения экранирующих свойств были подтверждены теоретическими расчетами с помощью программ XCOM, Phy-X/PSD и VXCOR на основе баз данных ядерной библиотеки NIST, а также моделированием методом

Монте-Карло с использованием версии 5 Монте-Карло (MCNP-5) с базой данных ядерной библиотеки ENDF/B-VI.

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, компьютерном моделировании с помощью метода Монте-Карло, подготовке основных публикаций, докладов на конференциях. Все представленные материалы получены автором лично или в соавторстве.

На защиту выносятся следующие положения:

1. Результаты расчетно-экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств природных минералов Республики Египет позволяют рассматривать базальтовые породы (базальт-1 и базальт-2) в качестве потенциальных наполнителей в бетоне при сооружении объектов использования атомной энергии.
2. Влияние разрабатываемой геометрии при создании входного файла расчетного кода MCNP-5 при моделировании прохождения гамма-излучения через исследуемый материал на значения его экранирующих характеристики и фактора накопления
3. Влияние размера зерен базальтового наполнителя на радиационно-защитные свойства бетона.
4. Влияние давления прессования на радиационно-защитные свойства бетона с базальтовым наполнителем.
5. Результаты расчетно-экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств разработанных кирпичей на основе диатомита с тяжелым наполнителем показывают потенциальную возможность их использования для быстровозводимой защиты.

6. Использование оксидов тяжелых металлов позволяет изготавливать бессвинцовые радиационно-защитные стекла с высокими экранирующими показателями.

7. Использование тяжелых оболочек из сплавов и дополнительного экранирования в виде базальта повышает емкость защитных контейнеров для радиоактивных отходов при соблюдении условий радиационной безопасности.

Достоверность результатов работы обеспечивается использованием известных, зарекомендовавших себя методов моделирования и расчета, проверенного программного обеспечения, поверенных приборов и измерительных комплексов, хорошей сходимостью результатов, полученных экспериментально, с результатами моделирования с использованием расчетного кода MCNP-5, программы XCOM, а также с результатами, полученными другими авторами.

Апробация результатов работы

Основные положения работы докладывались и обсуждались на 10-ти конференциях, в том числе:

1. Международная научно-практическая конференция студентов, аспирантов и молодых ученых «Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Атомная энергетика», г. Екатеринбург, 2018.
2. The VI International Young Researchers' Conference-Physics, Technologies, Innovation (PTI-2019), Yekaterinburg, 2019
3. Международная научно-техническая школа-семинар по ядерным технологиям для молодых учёных, специалистов, студентов и аспирантов, г. Нижний Новгород, 2019.
4. The VII International young researchers' conference-physics, Technology, innovations (PTI-2020), Yekaterinburg, 2020
5. The XX International Symposium on Solid State Dosimetry (ISSSD), Mexican Society of Irradiation and Dosimetry, Mexico City, Mexico, 2020

6. The 3rd International Forum on Advances in Radiation Physics (IFARP-3), Kuala Lumpur, Malaysia, 2021
7. The VIII International Youth Scientific Conference-Physics, Technology, Innovations (PTI-2021), Yekaterinburg, 2021
8. The 15th International Symposium on Radiation Physics (ISRP-15), Kuala Lumpur, Malaysia, 2021
9. The 4th International Forum on Advances in Radiation Physics (IFARP-4), King Saud University, Riyadh, Saudi Arabia, 2022.

Публикации. Основные результаты представлены в 26-ти публикациях, из них 21 статья опубликована в зарубежных изданиях, входящих в международные базы цитирования Scopus и Web of Science; 1 статья опубликована в рецензируемом научном издании, рекомендованном ВАК РФ; 4 тезиса в сборниках международных и российских научных конференций.

Объем и структура работы

Диссертационная работа состоит из введения, 7 глав, заключения, основных выводов, списка сокращений/обозначений и списка цитируемой литературы. Диссертация изложена на 180 страницах, включая 62 рисунков, 20 таблиц. Список цитируемой литературы содержит 232 наименования.

ГЛАВА 1. ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР

Различные виды излучения обладают разными проникающими способностями, что определяет выбор экранирующего материала. Альфа-частицы задерживаются на самой поверхности кожи. Тонкие листы дерева или алюминия задерживают бета-излучение. Незащищенное и высокопроникающее гамма- и нейтронное излучения ослабить труднее всего; они представляют собой опасные излучения, вызывающие серьезную озабоченность.

Радиационно-защитные экраны для излучения используются при работе с радиоактивным оборудованием на объектах использования атомной энергии (ОИАЭ). Обычно экраны делаются из тяжелых материалов (вольфрама и свинца). Несмотря на то, что свинец является хорошей защитой, он является кумулятивным токсичным веществом, которое Агентство по охране окружающей среды США объявило вторым по опасности загрязнителем. Его тонкие оксидные слои легко отрываются от экранов [8].

Свинец попадает в организм через нос, рот или кожу и накапливается в почках, печени, головном мозге и костях. Последующее отравление свинцом вызывает анемию, слабость тела, гипертонию, повреждение мозга, повреждение почек, потерю памяти или даже смерть [9]. Утилизация выведенных из эксплуатации свинцовых экранов представляет большую проблему. В ходе диссертационного исследования был проведен обзор защитных материалов таких, как металлические сплавы [10], стеклянные системы, легированные оксидами металлов [11], и др., для замены свинца при экранировании. Недостатками многих материалов из них является высокая стоимость, низкая универсальность, ограниченная прочность и сложное производство.

Бетон, защищающий от излучения, обладает хорошими защитными свойствами, невысокой стоимостью, универсальностью и высокой прочностью. К

достоинствам бетона относят также высокую прочность, адаптируемость к индивидуальным потребностям, безопасность и удобство изготовления на месте.

Радиационно защитный бетон может быть универсальными, чтобы защищать как от нейтронного, так и от гамма-излучения [12–14]. В отличие от свинца бетон, защищающий от излучения, не генерирует опасного вторичного нейтронного излучения за счет фотонейтронного взаимодействия, и в то же время экранирует высокоэнергетическое ($E > 10$ МэВ) гамма-излучение [15]. Бетон с высокой плотностью изготавливается путем замены наполнителей гранита или известняка в обычном бетоне наполнителями природного происхождения с высокой плотностью, в частности гематитом, магнетитом, колеманитом и баритом [16–19]. Заполнители составляют не менее 70% объема бетона.

К сожалению, в настоящее время использование природных наполнителей высокой плотности в бетоне имеет определенные ограничения. Во-первых, географическое распространение подходящих природных материалов ограничено и рассредоточено [20]. Во-вторых, поскольку природные ресурсы ограничены, они имеют высокую стоимость [21]. В-третьих, их растущее потребление оказывает воздействие на каменные карьеры и берега рек, что приводит к чрезмерной эксплуатации и серьезному ущербу для региональных экосистем во всем мире [22]. Кроме того, использование портландцемента вызывает значительные выбросы парниковых газов [23]. Поэтому, за последние пару десятилетий исследователи попытались заменить натуральные ингредиенты радиационно-защитного бетона альтернативными материалами.

Эти альтернативные материалы включают промышленные отходы, отходы горнодобывающей промышленности, коммерческие отходы и некоторые первичные материалы. Примечательно, что некоторые отходы (побочные продукты) из различных областей промышленного производства обладают полезными физическими свойствами, такими как высокая плотность, прочность, твердость, стойкость к истиранию и ударопрочность. Помимо отходов используются альтернативные материалы, включая первичные материалы, такие

как волокна [24–26] эпоксидные смолы [27–29], искусственно изготовленные включения [30, 31] и наночастицы [32, 33]. Эти альтернативные материалы придают радиационно-защитному бетону полезные свойства, такие как высокая способность поглощения гамма-излучения (материалы с высокой плотностью), высокая прочность на разрыв (с волокнами), высокая прочность на сжатие (с минеральными добавками), термическое сопротивление (с наночастицами), повышенное поглощение нейтронов (с материалами на основе бора) или замедления нейтронов (с водородсодержащими или углеродными материалами). Примечательно, что практика использования отходов в качестве альтернативных материалов в бетоне, защищающем от радиации, вносит существенный вклад в дело замкнутой и зеленой экономики. Причина в том, что опасные материалы и отходы не только иммобилизуются в защищающем от излучения бетоне, но также повышают его механические и защитные характеристики при относительно меньших затратах. Раньше исследователи использовали альтернативные материалы в обычном бетоне [34–41], но предложения использования в бетоне высокой плотности для защиты от излучения появились относительно недавно. Ни один обзор в литературе полностью не охватывает все направления использования альтернативных материалов, включая опасные отходы в радиационно-защитном бетоне, за исключением отдельных публикаций, содержащих частичной охват [42, 43]. Тщательный обзор этой темы имеет важное значение, поскольку способствует координации работ по сокращению объемов накопленных отходов и связанных с ними опасностей. Кроме того, он улучшает экологические, экономические, эксплуатационные и экологические факторы, связанные с радиационно защитными свойствами бетона. По сути, это послужило бы полезным справочным материалом для заинтересованных сторон при выборе конкретных альтернативных материалов для радиационной защиты бетона, используя информацию об их характеристиках. В следующих разделах рассматриваются виды взаимодействия излучения с веществом, географические, хронологические и практические тенденции (для оптимизации будущей работы в этой области), за которыми следует современный

обзор различных альтернативных материалов, используемых в защищающем от излучения бетоне. После этого обсуждаются важные выводы.

1.1. Бетоны как радиационно-защитные материалы

Альтернативные материалы, которые были изготовлены исследователями в последние несколько лет для использования в качестве радиационно-защитного бетона, можно разделить на следующие категории в соответствии с их источниками, например, промышленные отходы, отходы, образующиеся при добыче полезных ископаемых в шахтах, коммерческие отходы и альтернативные первичные материалы. В следующих разделах содержатся подробный анализ использования различных видов альтернативных материалов в бетоне для защиты от радиации и их влияние на защиту и механические свойства. Уместно отметить, что многие работы [44–47] предполагают утилизацию более чем одного типа отходов, таких как шлаки (черные и неметаллические шлаки), отходы горнодобывающей промышленности и металлические отходы, что делает разделение на категории нечетким. Поэтому описание конкретной работы представлено в соответствующем разделе в зависимости от того, влияние каких отходов на экранирующие и механические свойства радиационно-защитных бетонов было изучено и подчеркнуто в первую очередь. Например, Маслехуддин и др. (2013) [48] использует как стальную дробь (металлические отходы), так и шлак электродуговой печи (черный шлак) в радиационно-защитных бетонах.

1.1.1. Бетоны с различными видами шлаков

Термин «шлак» относится к различным побочным продуктам, полученным после очистки и производства различных металлов и сплавов из соответствующих руд. Их физические, химические, минералогические и морфологические характеристики различны [49]. Они зависят от таких факторов, как тип обрабатываемого металла и используемые методы затвердевания [50]. Шлаки

делятся на черные (железо является основным легирующим элементом) и цветные (железо не является основным легирующим элементом) шлаки. Шлаки черных металлов образуются, когда такие ингредиенты, как известь, известняк, доломит и кварцевый песок, добавляются в доменную печь или электрическую печь для отделения примесей от черных металлов (либо руды, либо лома) и снижения потребности в теплоте для операции [51]. В результате этого добавления шлак накапливается на поверхности расплавленной шихты, откуда он отделяется, охлаждается и утилизируется соответствующим образом. Существуют разные типы железных шлаков, такие как шлак с воздушным охлаждением (жидкий шлак медленно охлаждается воздухом), гранулированный шлак (жидкий шлак быстро охлаждается водой), шлак электродуговой печи (плавка осуществляется в электропечах), или шлак индукционной печи (плавка производится в индукционной печи). Эти шлаки содержат аморфные силикаты металлов (таких, как железо, магний, кальций, алюминий и титан) и даже небольшие количества канцерогенов, таких как кристаллический кремнезем [52]. В примерно аналогичном процессе плавки черных металлов цветные шлаки производятся при плавке руд, таких как свинец, цинк, кадмий и медь. Цветные шлаки значительно опаснее железных шлаков из-за вероятного присутствия токсичных элементов, таких как свинец, кадмий, мышьяк, барий и медь [53]. Поскольку шлаки различаются по своей потенциально опасной природе, они классифицируются различными природоохранными агентствами по всему миру как опасные или неопасные. Однако эта категоризация субъективна и варьируется в зависимости от времени, места и обстоятельств. Тем не менее, во всем мире основное внимание уделялось поиску способов повторного использования этих шлаков, в первую очередь, в строительных материалах, таких как бетон и тротуары.

1.1.2. Бетоны с железными шлаками

В этом разделе описывается использование железных шлаков исключительно для замены крупных и мелких заполнителей в радиационно-защитном бетоне.

Шлаки черных металлов - это те шлаки, которые образуются при производстве сплавов, в которых железо является основным легирующим элементом. Классификация шлаков черных металлов зависит от различных факторов, таких как тип производимого сплава и производственный процесс. Например, различают доменный шлак, кислородно-печной шлак, шлак электродуговой печи, ковшовый шлак и шлак индукционной печи. Измельченный гранулированный доменный шлак в основном используется в качестве дополнительного вяжущего материала из-за его пуццолановых свойств. Пуццоланы представляют собой широкий класс кремнеземистых и глиноземистых материалов, которые сами по себе практически не обладают цементирующими свойствами, но в тонкоизмельченном виде и в присутствии воды вступают в химическую реакцию с гидроксидом кальция ($\text{Ca}(\text{OH})_2$) при обычных условиях для образования соединений, обладающих цементирующими свойствами. С другой стороны, сталеплавильные шлаки, а именно шлак кислородных печей, шлак электродуговых печей, шлак индукционных печей и шлак ковшовых печей, имеют худшие цементирующие свойства, но отличные механические, абразивные и ударные свойства. Среди их различных механических свойств наиболее важным является высокая плотность из-за большого содержания в них оксидов железа. Способность бетона с данным шлаком защищать от излучения зависит от количества оксида железа, присутствующего в шлаке, и других дополнительных компонентов, таких как стальная дробь или стальные волокна, присутствующих в защищающем от излучения бетоне. Маслехуддин и др. (2013) [48] установили, что защитная способность данного шлака зависит от количества оксида железа, присутствующего в шлаке, и других дополнительных компонентов, таких как стальная дробь или стальная фибра, присутствующих в защищающем от излучения бетоне. Маслехуддин и др. (2013) [48] сравнили влияние содержания различных грубых заполнителей шлака электродуговой печи (EAFSCA) бетоне, защищающем от излучения бетоне со 100 мас.% стальной дроби (SS) в виде крупных заполнителей. При оптимальном составе 50–50 мас.% SS и EAFSCA, по сравнению

с контрольной смесью, прочность на сжатие увеличилась максимум на 22,5%, а плотность была на 8,5 мас.% меньше; коэффициент линейного ослабления был максимальным для смеси 100 мас.% SS и минимум 35 мас.% смеси EAFSCA и 65 мас.% SS. Стальные дробы намного плотнее, чем EAFSCA, но имеют плохое сцепление с цементным раствором из-за их гладкой поверхности. Щлак EAFSCA имеет меньшую плотность, чем стальная дробь, но имеет сильное сцепление поверхности с раствором из-за их значительно шероховатой и пористой текстуры. Сочетания этих факторов объясняет полученные результаты. Махарадж и Мваша (2016) [54] заменили EAFSCA на 100 мас.% натуральный крупнозернистый наполнитель в радиационно-защитном бетоне и сравнили радиационно-защитный бетон со свинцовыми листами. Слой в 104,5 мм радиационно-защитной бетонной перегородки из EAFSCA давал такой же коэффициент ослабления, как 2 мм свинца. Хотя толщина бетонных перегородок, экранирующих излучение, значительно больше, чем у свинцовых, это лучшая альтернатива из-за ряда преимуществ перед свинцом. Гонсалес-Ортега и др. (2014) [55] установили, что защита с помощью шлакозамещенного радиационно-защитного бетона электродуговой печи (Electric Arc Furnace, EAF) практически сопоставима с радиационно-защитным бетоном с естественным заполнителем барита высокой плотности. Аналогичным образом Romaro et al. (2019) [56] установили, что прочности на разрыв для бетона из EAF на 32%, 41% и 22% больше, чем у баритового бетона. Слой половиного ослабления ($\Delta_{0,5}$) баритбетона и бетона EAFS была на 11% и 10% соответственно меньше, чем у обычного бетона. Грубо говоря, чтобы получить такой же эффект защиты, для бетона, защищающего от излучения EAFS, потребуется толщина всего на 6,5 см больше, чем для бетона, защищающего от излучения барита. Это связано с тем, что плотность EAFS всего на 20% меньше, чем у заполнителя барита. Также был изучен комбинированный эффект включения стальной фибры и крупных заполнителей EAFS в радиационно-защитный бетон. Папахристофору и Папайяни (2018) [57] заменили 65 мас.% известняковых заполнителей в радиационно-защитном бетоне на EAFSCA и стальную фибру. Коэффициент линейного ослабления (μ), плотность,

разрывное растяжение и прочность на сжатие были увеличены до 15%, 51%, 13% и 41%. Аналогичным образом прирост прочности на изгиб, коэффициента ударной вязкости составили 25% и 26% соответственно. Что касается столь необходимого термического сопротивления радиационно-защитного бетона, важно упомянуть работу El-Samrahi et al. (2018) [58] который проверил поведение экранирования при высоких температурах (450, 200, 100 и 25 °C) бетона EAFS и лимонитового бетона. При высокой температуре 450 °C он был удовлетворительным и сопоставимым с радиационно-защитным бетоном, изготовленным из природных плотных наполнителей, таких как барит. Это обнадеживает и требует дальнейшего анализа состояния прочности и экранирования радиационно-защитного бетона из EAFS в более высоких диапазонах температур 1000–1500 °C. Помимо EAFS, шлак с воздушным охлаждением использовался в радиационно-защитном бетоне Ouda (2016) [59] и результаты исследований сравнивали с доломитом, гематитом и ильменитом. Было обнаружено, что радиационно-защитный бетон с шлаковым наполнителем с воздушным охлаждением и 0,5% декагидрата буры превосходит обычный доломитосодержащий бетон. Важно отметить, что шлак индукционных печей, полученный при производстве стали в индукционных печах, нашел минимальное применение по сравнению с его аналогом - шлаком из EAF. В Индии около 54% всей стали производится с помощью электрических линий, из которых около 50% приходится на индукционные печи. Его использовали в качестве заменителя натуральных крупных наполнителей в бетоне, защищающем от радиации до 28 мас.% [60]. Прочность на сжатие и линейный коэффициент ослабления были увеличены на 7% и 14,5%.

1.1.3. Бетоны с цветными шлаками

Цветные шлаки получают при производстве металлов и сплавов, таких как олово, цинк, свинец, никель и медь. Почти все шлаки цветных металлов также имеют высокое содержание оксидов железа. Оксид железа делает шлаки плотнее, чем природные заполнители. В отличие от большинства черных шлаков, цветные

шлаки часто содержат несколько тяжелых и токсичных металлов [61], которые, способствуя лучшей защите, иммобилизуются в матрице бетона, защищающей от излучения, что снижает опасность для окружающей среды. Алваэли (2013, 2017) [62] использовала гранулированный свинцово-цинковый шлак в виде окалины в качестве полноценной альтернативы песку для использования в бетоне с радиационной защитой. В первой работе плотность, прочность на сжатие и линейный коэффициент ослабления (μ , см^{-1}) увеличились на 30,1%; 20,4% и 23,1% соответственно по сравнению с обычным бетоном. Успешная полная замена песка свинцово-цинковым шлаком указывает на его многообещающий потенциал, но необходимо провести испытания на долговечность и выщелачивание, чтобы подтвердить долгосрочные хорошие характеристики и безопасность. Гальванический шлак получается как отходы гальванизации низкоуглеродистой стали. Оцинкованный шлак после горячего погружения был использован Донгом и др. (2018) [63] как недорогой экранирующий материал. Характеристики экранирования, полученные с помощью программы WinXCOM и экспериментальных измерений, показали хорошую сходимость. Примечательно, что прочность на изгиб всех образцов была более значительной, чем 110 МПа, что указывает на его высокую потенциальную возможность применения для строительства защитных конструкций для атомных электростанций. Первичный свинцовый шлак образуется как отходы извлечения свинца из сульфидных руд. Saca et al. (2018) [64] использовал его как крупнозернистый заполнитель и обнаружил, что слой половинного ослабления, плотность и прочность на сжатие увеличились. Применение методов искусственного интеллекта и нечеткой логики для оптимизации составов смесей для защищающего от излучения бетона является многообещающим инструментом, позволяющим избежать многочисленные эксперименты и выявить взаимосвязи между различными факторами, такими как мощность дозы излучения, активность источника, толщина и состав экрана. Новаторские работы в этом направлении были выполнены Ядоллахи и др (2016) [65]. Искусственная нейронная сеть и методы Тагучи были использованы для

расчета оптимального состава смеси для радиационно-экранирующего бетона со свинцовым шлаком, полученным при переработке отработанных свинцовых аккумуляторов. Кубисса (2018) [66] осуществила строительство сборных железобетонных элементов радиационной защиты с использованием природных тяжелых заполнителей с медным шлаком. Значения 28-дневной, 90-дневной прочности на сжатие и абразивного истирания по Боме увеличились на 16,2%, 25% и 2,7% соответственно. Водопоглощение, сорбционная способность и пористость снизились на 8,8%, 50,6% и 5,6%. Можно предположить, что низкое водопоглощение и сорбционная способность медного шлака как мелкого заполнителя обеспечивают хорошую долговечность и влажные характеристики, необходимые для изготовления элементов для защиты от излучения. Были некоторые опасения по поводу следового присутствия радиоактивных нуклидов в шлаках. Таким образом, шлак следует тщательно исследовать перед его использованием в бетоне, защищающем от радиации. В этой связи Синговска и Эстокова (2018) [67] исследовали потенциальную радиационную опасность из-за вероятного присутствия радиоактивных нуклидов в стали и ферромарганцевом шлаке. Они пришли к выводу, что эти отходы безопасны для использования в виде защиты от излучения в соответствии с предельными значениями доз облучения, установленными документами МКРЗ. В таблице 1.1 представлен обзор работ по использованию цветных шлаков в радиационно-защитном бетоне.

Таблице 1.1. Работы по использованию цветных шлаков в радиационной защите

Заместитель	Влияние на экранирующую способность	Влияние на механические свойства
Свинцово-цинковые шлаки [62]	Экранирующая способность увеличена на 23,1%	Прочность на сжатие увеличена на 20%.
Гранулированный свинцово-	Экранирующая способность увеличена на 22,6%.	Прочность на сжатие увеличена на 33,6%

цинковый шлак [68]		
Первичный свинцовый шлак [64]	Экранирующая способность улучшена	Общая прочность снижается, но все еще превышает 50 МПа
Свинцовый шлак [65]	Экранирующая способность улучшена	Общая прочность 47,3 МПа

1.1.4. Бетоны с добавлением отходов горнодобывающей промышленности

Отходы горнодобывающей промышленности образуются в огромных количествах на этапах добычи руды, дробления, измельчения, калибровки и других физико-химических обработок во время карьерных и шахтных процессов. По оценкам, количество твердых отходов горнодобывающей промышленности, образовавшихся в 2017 году, составило приблизительно 173,6 миллиарда метрических тонн и, как ожидается, составит около 233,6 миллиарда тонн в 2022 году. Горнодобывающие отходы представляют значительную опасность для окружающей среды во многих формах. Например, грунтовые и поверхностные водные объекты и почва имеют высокую вероятность загрязнения сточными водами из хвостов горных выработок, кислотными стоками и токсичными металлами в отходах. Исследователи отмечают несколько видов горных отходов в бетоне, защищающем от радиации, либо в виде наполнителей, либо в качестве заменителя цемента. Новаторская работа по утилизации опасных отходов шахт в бетоне, защищающем от радиации, была проведена в 2005 году с отходами (Trommel sieve waste: TSW). Они получают при переработке буры из руды и содержат тяжелые металлы, такие как свинец, кобальт, медь, никель и кадмий. TSW повысил прочность бетона на сжатие при использовании в качестве частичной замены цемента из-за наличия аморфного кремнезема и содержания извести [69]. Они содержат значительное количество диборатриоксида, который, как известно, имеет высокое сечение поглощения нейтронов [70]. Таким образом, Boncuksoğlu et

al. (2005) [71] обнаружили, что коэффициенты ослабления улучшаются примерно по 25%. Дополнительные преимущества заключались в уменьшении веса блока, времени схватывания и повышенном сопротивлении микробам радиационно-защитного бетона. Çullu and Ertas , (2016) [72] исследовали относительные характеристики радиационно-защитных бетонов, изготовленных из различных комбинаций известняка, барита и свинцовых отходов шахт. Коэффициенты ослабления излучения для 100 мас.% барита (100B) были на 20,4%; 9,8%; 9% и 5,9% больше, чем 100 MW, 25B75MW, 50B50MW и 75B25MW, где числа представляют соответствующие процентные содержания барита и отходов шахт. Бетон из шахтных отходов примерно на 28 мас.% менее плотный, чем барит. Экранирующая способность баритовых бетонов была примерно на 20,4 мас.% выше, чем у бетонов из шахтных отходов. С другой стороны, бетон из горных отходов был лучше бетона с известняковым наполнителем. Несмотря на то, что бетоны с шахтными отходами уступают бетонам с баритовым наполнителем, они превосходят известняковые наполнители, учитывая экологические и экономические преимущества использования бетона на основе свинцовых рудных отходов, бетона для менее ответственного применения. Также стоит отметить, что многие металлы обычно сосуществуют в своих рудах. Например, свинец и цинк встречаются вместе в одной руде. Отходы свинцово-цинковых рудников исследовали Çullu and Bakırhan (2018) [73] в качестве замены крупных и мелких наполнителей в радиационно-защитном бетоне. Для сравнения использовались природные заполнители, а именно бетоны на основе магнетита, барита и лимонита. Плотность образцов уменьшилась в композициях с меньшим количеством барита и была наименьшей в композициях с наибольшим содержанием известнякового наполнителя. Плотность бетона с магнетитом самая высокая, за ним следуют барит, лимонит и отходы свинцово-цинковых рудников. Таким образом, ожидаемо линейные коэффициенты ослабления уменьшаются. Примечательно, что коэффициент линейного ослабления уменьшался с увеличением прочности на сжатие. Это произошло потому, что состав смеси был основан на объеме, а увеличение прочности потребовало

большого количества цемента для замены заполнителей. Помимо замены цемента и крупного наполнителя, как описано выше, замена мелкого заполнителя также была изучена исследователями на предмет ослабления излучения. Gallala et al. (2017) [74], заменили природный песок отходами барит-фторошпатовых рудников (BFMW), которые представляют собой хвосты и отходы переработки баритовых и флюоритовых рудников. Эффект экранирования был приписан плотности BFMW, которая была на 30% выше, чем у природного песка. Таким образом, при включении BFMW плотность раствора увеличилась на 19%. Прочность на сжатие увеличилась максимум на 8,2% при рекомендуемой замене 25%. По сравнению с другими категориями отходов наблюдается, что отходы шахт являются наименее используемыми отходами в бетоне, защищающем от радиации, и многие типы отходов шахт, такие как медные хвосты, олово и отходы шахт других металлов, остаются неизученными.

1.1.5. Бетоны, армированные металлическими отходами

Управление отходами - сложная глобальная проблема, влияющая на окружающую среду. Быстрый прогресс индустриализации увеличил скорость образования отходов, которые наносят вред окружающей среде и приводят к проблемам их удаления. Строительство - одна из отраслей, в которых эти отходы потребляются в значительных количествах [75]. Между тем, металлургические отходы производства чугуна и стали являются основной областью исследований, связанной с управлением промышленными отходами. Такие отходы часто перерабатываются, а затем возвращаются в производство (повторное использование), и определенное количество отходов может использоваться в качестве вторичного сырья в других отраслях (переработка). Однако значительное количество таких отходов выбрасывается на свалки, и такая практика, особенно сброс металлургических отходов на свалки, отрицательно сказывается на окружающей среде [76]. Таким образом, уменьшение количества отходов стали и чугуна стало основной целью при производстве экологически чистой стали.

Использование шлака от производства стали и чугуна в качестве сырья в других отраслях промышленности обеспечивает значительные экологические преимущества из-за возможность повторного использования этого шлака. Сталеплавильный шлак - это типичное извлечение металлических отходов, образующихся при производстве стали и чугуна. Это побочный продукт при плавке чугуна и металла в электродуговых печах [77].

Металлические отходы отличаются от других отходов тем, что имеют гораздо более высокую плотность. В бетоне, защищающем от излучения, они используются в различных формах, таких как стружка, крупка, шарикоподшипники, прокатная окалина и наполнители. Были протестированы замены как грубого, так и мелкого заполнителя. Хотя радиационная защита улучшается, конструкция смеси является сложной задачей из-за плохого связывания и проблем сегрегации из-за металлических заполнителей. Металлические отходы используются в основном в специализированных проектах, требующих исключительно высокой плотности. Они использовались как с отходами, так и с первичными металлами для увеличения плотности бетона, защищающего от радиации. Azeez et al. (2013, 2019) [78, 79]; проверили влияние размера частиц различных металлических отходов, таких как железные засыпки, стальной шлак и железные шарики, при концентрации 35% в бетонах, защищающих от излучения. Результаты указывают на важный вывод о том, что размер зерна добавочного отработанного материала обратно пропорционален ослабляющей способности. Alwaeli (2016) [80], исследовал замену природного песка в бетоне, защищающем от радиации, стальной чешуей и стальной стружкой в при содержание от 25% до 100%, чтобы оценить защиту от рентгеновского излучения. Было обнаружено, что прочность на сжатие радиационно-защитных бетонов с отходами окалины увеличилась на 13,8% и 25%, после чего она начала снижаться; в отличие от радиационно-защитного бетона со стальной стружкой, который показал постоянный рост (до 50,8%) прочности на сжатие при замене до 100% замены песка стружкой. В этом случае параметр, а именно «толщина

свинца», который пропорционален ослаблению излучения, последовательно увеличивался до 100% замены окалина и отходов стружки, достигая максимального прироста 123,1% и 244,4% соответственно. Повышенная защита была связана исключительно с более высокой плотностью отходов. О подобной работе также сообщили Alwaeli и Nadziakiewicz (2012) [81]. Защитные характеристики природных заполнителей, таких как барит, сравнивали с такими отходами, как сталеплавильная окалина, шарикоподшипники, железные наполнители, стальная крошка, куски арматуры и стальной шлак [82–85]. Было установлено, что добавка в бетоне стальных отходов лучше, чем барита, как для повышения экранирующих, по механических характеристик радиационно-защитного бетона, что является значительным достижением с точки зрения устойчивости и сокращения затрат. Tufekci and Gokse (2018) [86] исследовали смешанные гранулированные отходы черных металлов и баритовый песок вместе со стальной фиброй для изготовления радиационно-защитного бетона. Полученный в результате радиационно-защитный бетон имел высокую прочность на сжатие 190 МПа и плотность более 3745 кг/м³. Также было определено, что включение черных металлов максимально эффективно для ослабления гамма-квантов с энергиями 0,662 и 1,25 МэВ.

Бетоны имеют некоторые недостатки, такие как ограничения конструкции, массивность и непрозрачность. Кроме того, на однородность бетона дополнительно влияют процессы производства и заливки. Это отсутствие однородности может привести к катастрофическому отказу при воздействии температурного градиента [87, 88]. Кроме того, массивный бетон нелегко транспортировать из одного места в другое. Таким образом, исследователи начали поиск материалов, которые можно было бы использовать в качестве альтернативных материалов для защиты от гамма- и рентгеновских излучение, таких как стекла и сплавы.

1.2. Стекла как радиационно-защитные материалы

Способность материала ослаблять гамма-излучение зависит от его физических свойств и химического состава. Материалы с хорошей защитной способностью должны иметь высокую плотность упаковки и большой эффективный атомный номер (Z_{eff}) [89]. Добавки оксидов тяжелых металлов (ТМО) представляют интерес из-за их высокого Z_{eff} и однородной структуры. Висмут-боратные стекла представляют интерес своей низкой температурой плавления и высокой термостойкостью [90]. Эти низкие температуры плавления стекла облегчают его приготовление и формование, а высокая плотность делает его пригодным для радиационной защиты. Стекла с ТМО представляют собой практически альтернативный экранирующий материал из-за литейных свойств и термической стабильности, поэтому ТМО могут решить некоторые проблемы, связанные с защитой от космического излучения и от гамма-излучения искусственных источников.

По результатам поиска, проведенного в конце 2021 года, в базу данных Web of Science было внесено около 1038 статей (публикации в период с 2017 по 2022 год) с целью изучения радиационно защитных характеристики различных приготовленных стекол на боратной, силикатной, теллуритной и фосфатной основе (Рисунок 1.1).

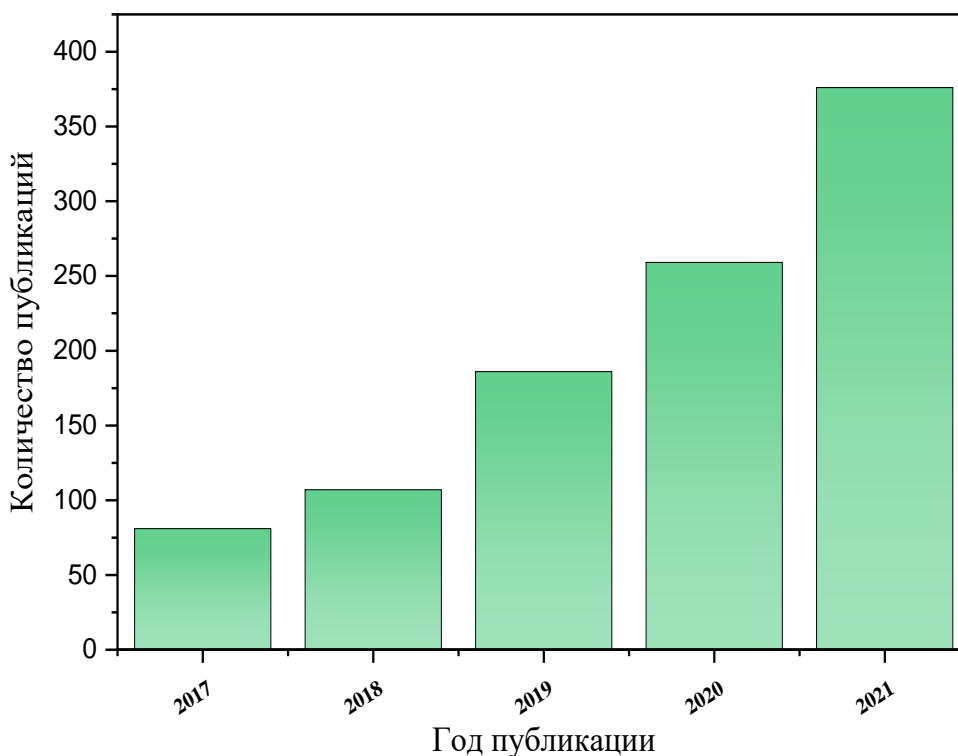


Рисунок 1.1. Количество публикаций по исследованию радиационно-защитных свойств стекол

Обнаруженные публикации были классифицированы по основе стекла (боратные, силикатные, теллуритовые и фосфатные стекла).

1.2.1. Боратные стекла

Стекла на основе боратов относятся к особому виду стекла, которое имеет большое значение не только с технической точки зрения, но и для фундаментального научного использования. Хорошо известно, что B_2O_3 имеет относительно низкую плотность. Поэтому для увеличения плотности стекол обычно используют оксиды тяжелых металлов (оксиды WO_3 , PbO , BaO и редкоземельных элементов оксиды (РЗО) при подготовке стекла. Плотность (ρ , $г/см^3$) является одним из наиболее важных факторов, влияющих на свойства защиты от излучения любой среды. Таким образом, необходимо включить в

боратные стекла различные оксиды тяжелых металлов, чтобы улучшить оптические свойств [91–97].

Многие опубликованные исследования рассматривают улучшение защитных свойств боратных стекол с помощью соединений на основе свинца. В них сообщается, что добавление соединений на основе свинца к боратным стеклам приводит к значительному улучшению их экранирующей способности, и они считаются одними из лучших и дешевых стекол, которые можно использовать для защиты от гамма- и рентгеновского излучения. Увеличение экранирующей способности изготовленных свинцовых стекол на основе боратов связано с большим сечением взаимодействия атомов Pb по сравнению с другими атомами [98–100]. С другой стороны, добавление соединений на основе свинца к боратным стеклам вызывает заметное снижение механических и оптических свойств исследуемых стекол [101, 102].

Более того, многие предыдущие работы были направлены на улучшение оптических и механических свойств свинцово-боратных стекол без ущерба для их экранирующей способности. Таким образом, исследователи легировали свинцово-боратные стекла другими оксидами тяжелых металлов, такими как вольфрам, соединения редкоземельных элементов и т. д. (таблица 1.2).

Таблица 1.2. Некоторые стекла на основе боратов модифицированы оксидами тяжелых металлов для защиты от излучения

Автор	Замена материалов	Степень замещения	Изменение радиационно защитных характеристик
Kumar, 2017 [103]	Замена PbO на LiO ₂	Степень замещения варьировалась от 0, 5, 10, 15, 20 и 25 мол.%.	Экранирующая способность снизилась на 4,22% при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ.
Alalawi, 2020 [104]	Частичная замена В ₂ О ₃ на Та ₂ О ₅	Замена производилась в	Экранирующая способность улучшена на 6,41%.

		соотношении 0, 1, 2, 3 и 4 моль%.	
Abouhaswa and Kavaz; 2020 [105]	Частичная замена V_2O_3 на HgO	Коэффициенты замещения равны 0, 2,5, 5, 7,5, 10, 12,5 и 15 мас.%	Экранирующая способность увеличена на 7,4%.
Alajerami, Yasser et al., 2021 [106]	Частичная замена V_2O_3 на Bi_2O_3	Коэффициенты замещения составляют 0,10, 20 и 30% мол.	Экранирующая способность улучшена на 174,98% при энергии гамма-излучения 30 кэВ.
Каewjaeng et al., 2019 [107]	Частичная замена V_2O_3 на La_2O_3	Процесс замены проводился с соотношением 10, 15, 20, 25 и 30 мол.%	Добавление La_2O_3 увеличивает линейный и массовый коэффициенты ослабления рентгеновских лучей.
Sayyed et al., 2020 [108]	Частичная замена V_2O_3 на Bi_2O_3	Коэффициенты замещения составляют 0, 5, 10, 15 и 20 мол.%	Оптические свойства и показатель преломления были улучшены при замене V_2O_3 на Bi_2O_3 . Кроме того, способность экранирования гамма-излучения увеличивается на 23,49% при 0,015 МэВ.
Susoy et al., 2020 [109]	Частичная замена V_2O_3 на Cr_2O_3	Концентрации замещения составляют 0, 0,1, 0,15, 0,2, 0,25 мас.%	Замещение, упомянутое в статье, не оказало существенного влияния на способность экранировать гамма-излучение из-за низких коэффициентов замещения и небольшого изменения плотности стекла.

Хотя соединения на основе свинца обладают очень хорошими защитными свойствами от гамма и рентгеновские лучи, они опасны для здоровья из-за их токсичности и частиц пыли, образующихся на поверхности свинцовых предметов [9, 110]. Более того, физические свойства свинца, такие как прочность и твердость затрудняют его использование.

Наиболее распространенными путями попадания токсинов из свинцовых кирпичей, являются вдыхание и проглатывание. При обращении или работе со свинцовой защитой наиболее распространенным способом попадания свинца в организм является вдыхание содержащихся в воздухе частиц свинца. При перемещении свинцового кирпича образуется свинцовая пыль, которая может попадать в легкие и верхние дыхательные пути [111].

Некоторые исследования предполагают, что воздействие на кожу является способом доступа для абсорбции свинца [112]. Свинец не поддается биологическому разложению и долго не выводится из организма, что делает его воздействие долгосрочным и кумулятивным. В связи с этим поиск бессвинцовой защиты от гамма-излучения является серьезной проблемой, поскольку свинец токсичен для здоровья человека.

1.2.2. Силикатные стекла

Большинство стекол имеют силикатную основу. Силикатные стекла обладают высокой прочностью связи и меньшим содержанием катионов, поэтому они лучше формируют стекло. Силикатное стекло является наиболее известным типом стекла в промышленности из-за широкого распространения кремнезема (стеклообразователя) в окружающей среде. Однако содержание кремнезема и гранулометрический состав - не единственные критерии пригодности песков для стекольной промышленности. Кремнезем содержит следы металлических примесей, влияющих на производственные процессы [113, 114]. Одной из наиболее распространенных и нежелательных примесей является железо в фазе двухвалентной Fe (II) или трехвалентной Fe (III) форме. Концентрации примесей

существенно влияют на оптические, колориметрические, физические и механические свойства стекол [115, 116]. Были проведены масштабное исследования по разработке новых методов удаления примесей из природных кварцевых песков, таких как магнитная сепарация, промывка и флотация [117, 118].

Другой способ очистки кварцевого песка осуществляется путем добавления определенного количества соединений переходных металлов, которые влияют на примеси Fe внутри изготовленных стекол. Эти соединения переходных металлов улучшают колориметрические свойства стекла и улучшают оптические характеристики изготовленных стекол [119]. Например, добавление небольших концентраций соединений TiO_2 влияет на равновесие Fe (III)/Fe (II), что приводит к улучшению колориметрических и оптических характеристик стекол [115, 120]. Добавление TiO_2 также оказывает большое влияние на механические и термомеханические характеристики стекол [115, 121]. Добавление переходных оксидных соединений также вызывает значительное снижение вязкости и температуры плавления силикатных стекол [122].

Для защиты от излучения стекла на силикатной основе могут быть модифицированы оксидами тяжелых металлов для производства новых стекол на силикатной основе с высокой плотностью, которые будут использоваться для защиты от ионизирующего излучения. За последние пять лет было опубликовано более 110 статей, описывающих модифицированные силикатные стекла, которые могут быть использованы для защиты от излучения. Таблица 1.3 иллюстрирует некоторые из этих изученных свойств новых стекол на силикатной основе.

Таблица 1.3. Некоторые стекла на силикатной основе модифицированы оксидами тяжелых металлов для защиты от излучения

Автор	Замена материалов	Концентрация замещения	Изменение радиационно-защитных свойств
Tekin et al., 2019 [123]	Замена Al_2O_3 на Cr_2O_3	Cr_2O_3 добавлен с концентрациями 0,	Улучшение экранирующих свойств

Tekin et al., 2019 [129]	Частичная замена SiO ₂ на Ga ₂ O ₃	Коэффициенты замещения составляют 0, 3, 6, 9 и 15 мас.%. 	Экранирующая способность была увеличена на 4,39% при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ.
-----------------------------	--	---	---

1.2.3. Теллуритовые стекла

Стекла на основе оксида теллура (TeO₂) являются лучшими и наиболее часто используемыми стеклами для защиты от излучения из-за их более высокой плотности и плавления при более низких температурах, чем стекла на основе бора с высокой механической износостойкостью [130, 131]. Теллуритовые стекла, известные как условные стеклообразователи, представляют собой прочные структуры аморфного стекла, когда определены соответствующие температуры их синтеза и отжига [132]. Изготовление базовых стекольных композиций из теллуритовых стекол, обладающих высокой химической и механической прочностью представлено в [133]. Согласно базе данных Web of Science, за последние пять лет было опубликовано более 165 статей, посвященных усилению и изучению экранирующей способности стекол на основе теллурита. Известно, что теллуритные стекла, легированные элементами переходных металлов, особенно ZnO, обладают полупроводниковыми свойствами [134, 135]. С другой стороны, хотя цинк-теллуритные стекла имеют более высокую плотность и показатели преломления, они менее прочные чем силикатные стекла [136]. Помимо необходимых исследований характеристик, в которых физические, структурные, оптические и термические свойства цинк-теллуритных стекол были обнаружены в литературе [137,138] были синтезированы и исследованы составы тройных стекол той же структуры, а также [139,140]. Более того, было исследовано введение переходных металлов оксидов (ПМО), таких как ZnO, MgO, CaO, Na₂O, CoO₃ и WO₃, или РМО, таких как La₂O₃, Er₂O₃, Sm₂O₃, Nb₂O₅ и Pr₆O₁₁, для улучшения их оптических свойств [141] и электрических [141, 142].

Результаты исследований из некоторых статей, выполненных за последние пять лет для улучшения радиационной защиты стекол на основе теллурита, представлены в таблице 1.4.

Таблица 1.4. Влияние различных легирующих соединений на экранирующую способность стекол на основе теллурита

Автор	Замена материалов	Концентрация замещения	Изменение радиационно защитных свойств
Sayyed and El-Mallawany 2017 & Al-Buriah et al., 2020 [143,144]	Замена TeO_2 на MoO_3	Степень замещения 20, 30, 40 и 50 мол.%	Эффективность защиты от излучения уменьшалась с увеличением концентрации MoO_3 .
Almatari, 2019 [145]	Замена TeO_2 на ZnO	Коэффициенты замещения составляют 5, 10, 15, 20, 25, 30, 35 и 40 мол.%	Снижение эффективной радиационной защиты при замене TeO_2 на ZnO
Gaikwad et al., 2018 [146]	Замена ZnF_2 на TeO_2	Коэффициенты замещения составляют 35, 40, 45 и 50 мол.%	Массовый коэффициент ослабления указанных стекол увеличился на 1,06%, когда концентрация TeO_2 варьировалась от 35 до 50 мол.% при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ.
Almuqrin and sayyed, 2021 [147]	Замена ($\text{TeO}_2 + \text{WO}_3$) на PbO	Концентрации замещения составляют 10 и 14 мол.%	Указанная замена улучшила защитные свойства.

Almuqrin and sayyed, 2021 [147]	Замена ($\text{TeO}_2 + \text{WO}_3$) на Bi_2O_3	Концентрации замещения составляют 8 и 10 мол. %.	Указанная замена улучшила защитные свойства.
---------------------------------	--	--	--

1.2.4. Фосфатные стекла

Стекла на фосфатной основе характеризуются особенностями, которые делают их более подходящими для нескольких применений, таких как матрицы лазерных [148, 149], оптических устройств [150], и соединения стекло-металл [149]. Добавление некоторых оксидов металлов, таких как Al_2O_3 , Fe_2O_3 , ZnO , Bi_2O_3 и PbO , к стеклам P_2O_5 улучшает их химическую стойкость [151,152]. Эти добавки приводят к увеличению средней прочности связи и плотности в фосфатных цепях. Таким образом, фосфатные стекла являются подходящими материалами для длительного хранения высокоактивных отходов [153,154]. Среди различных систем фосфатного стекла бесщелочные системы стекла $\text{PbO-P}_2\text{O}_5$ более устойчивы к выщелачиванию.

Напротив, обычные модификаторы оксидов щелочных/щелочноземельных металлов, PbO , могут образовывать стабильные стекла благодаря своей двойной роли; один как модификатор [155, 156] если Pb-O ионный, а другой - как стеклообразователь, если Pb-O ковалентный. Кроме того, стекло на фосфатной основе также модифицировано оксидами тяжелых металлов, чтобы оно могло использоваться для защиты от гамма-излучения. Согласно базе данных Web of Science, было опубликовано более 80 статей по оптимизации радиационно-защитных свойств стекол на фосфатной основе. В таблице 1.5 представлено обзор некоторых из упомянутых статей.

Таблица 1.5. Обзор статей по фосфатным стеклам с добавлением оксидов тяжелых металлов

Автор	Замена материалов	Излучения радиационно-защитных характеристик
Sayyed et al., 2018 [157]	Замена P_2O_5 на BaO	Экранирующая способность постепенно увеличивалась при частичном замещении P_2O_5 на BaO .
Agar et al., 2019 [158]	Замена ($P_2O_5 + BaO$) на MoO_3	Экранирующая способность была уменьшена за счет увеличения степени легирования MoO_3 .
Alotaibi et al., 2021 [159,160]	Замена Na_2O на PbO	Указанная замена улучшила линейный коэффициент ослабления изготовленных стекол на 86,18% при энергии гамма-излучения 0,637 МэВ. Кроме того, улучшены показатель преломления и оптические свойства изготовленных стекол.
Aloraini et al., 2021 [161]	Замена Na_2O на P_2O_5	Плотность, механические свойства и способность экранировать гамма-лучи уменьшаются при указанной замене.
Dogra et al., 2017 [162]	Замена Na_2WO_4 на PbO	Экранирующая способность увеличилась при замене Na_2WO_4 на соединения PbO в матрице стекла.
Al-Buriah et al., 2021 [163]	Замена Ce_2O_3 на La_2O_3	Показатель преломления и экранирующая способность немного изменились в связи с этой заменой.

1.3. Сплавы для защиты от излучения

Сплавы - это материалы, образованные из комбинации двух или более элементов (металлов с металлами или металлов с неметаллами) с различными

физическими и химическими свойствами. Основная цель комбинации элементов (изготовление сплавов) - улучшить свойства изготовленного материала, чтобы он был пригоден для определенного применения. Работа над улучшением механических свойств, таких как прочность на разрыв, устойчивость к коррозии и твердость, является одним из самых значительных исследований сплавов. В последнее время, за последние пять лет, было выполнено исследование около 220 образцов для повышения радиационно-защитных свойств различных типов сплавов. Таблица 1.6 иллюстрирует обзор некоторых из этих опубликованных статей, и результатов улучшения способности экранирования.

Таблица 1.6. Обзор статей по оптимизации защитной способности сплавов

Автор	материал	Излучения радиационно-защитных свойств
Wang et al., [164]	Изготовленный сплав представляет собой смесь Ga и In.	Повышение плотности сплава и экранирующей способности при увеличении концентрации In. Защитные свойства улучшались на 10% при увеличении концентрации In с 14,9 до 80 мас.% От концентрации сплава.
Almuqrin et al., 2021[165]	Изготовление тройных сплавов на основе Cu, Zn, Pb и четырех двойных сплавов на основе Ag / Cu, Ag / Cu, Pd / Cr и Pd / Cu.	Наибольший массовый коэффициент ослабления получен для бинарных сплавов Ag / Cu.
Nisha Rani et al., 2020 [166]	Изготовление тройных сплавов Bi / Sn / Zn	Результаты показывают, что образец сплава состава $Bi_{50}Sn_{10}Zn_{40}$ имеет наивысший коэффициент линейного ослабления 0,8352 см ⁻¹ при 0,662 МэВ.

Alshahrani et al., 2021 [167]	Изготовление образцов сплавов с высоким содержанием Fe, легированных В / С / Si / Р.	Защитная способность всех изготовленных сплавов с различным составом в В / С / Si / Р не имеет наблюдаемых изменений в экранирующей способности.
Hamad et al., 2021 [168]	Армирование сплава SeTe Fe для получения сплавов $Fe_xSe_{0,5}Te_{0,5}$	Результаты показывают, что увеличение степени легирования Fe приводит к значительному снижению экранирующей способности изготовленных сплавов.
Tekin and Kilicoglu, 2020 [169]	Изготовление сплава Pb/Mn/Ga	Радиационная экранирующая способность изготовленных сплавов Pb/Mn/Ga уменьшается с увеличением степени легирования Mn в изготовленном сплаве.

ГЛАВА 2. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ

В последнее время было проведено множество исследований с целью найти эффективный и не содержащий свинца материал, который можно было бы использовать для радиационной защиты. Во многих предыдущих исследованиях изучалась способность ослаблять ионизирующее излучения некоторыми природными горными породами [170,171]. Например, в Египте базальтовые вулканические породы покрывают обширную территорию юго-западного Синая. Эти базальтовые породы могут быть полезны при строительстве египетской атомной электростанции. Как известно, стоимость защиты современных ядерных объектов может достигать 20-30% от общей стоимости строительства [172], поэтому применение широко распространенных природных материалов в защите атомной электростанции (АЭС) может снизить стоимость сооружения защиты АЭС. Таким образом, первым шагом в данной работе было исследование способности базальтовых пород экранировать от гамма-излучения. После этого образцы базальта с наилучшей защитной способностью были применены при изготовлении бетона для исследований его экранирующей способности.

2.1. Сбор и подготовка природных горных пород

Образцы были отобраны на указанном выше участке. Некоторые из этих пород являются базальтами, а другие - связанными с ними породами (известняк и риолит), подверженными воздействию высокой температуры магмы. Сначала собранные образцы были очищены от пыли и всех примесных материалов. После этого по методу Архимеда измеряли насыпную плотность собранных пород. Чтобы оценить и изучить способность защищать от излучения, собранные породы необходимо разрезать до определенной формы и толщины. Таким образом,

собранные образцы были разрезаны на пластины размером 7 см × 7 см и разной толщины, как показано на рисунке 2.1.



Рисунок 2.1. Природные образцы до и после подготовки

2.1.1. Радиометрический анализ

Часть измельченных образцов была запечатана в цилиндрический пластиковый контейнер и оставлена на 21 день для достижения состояния равновесия исходных материалах и дочерних продуктов в процессе естественных радиоактивных распадов. После этого, с помощью спектрометрии с использованием высокой чистоты германия (HPGe) для исследуемых образцов базальта определили удельную активность (Бк/кг) различных радионуклидов (Th-232, Ra и K-40).

2.1.2. Оценка радиационно защитных свойств

Характеристики защиты выбранных материалов от гамма-излучения были исследованы при различных толщинах с использованием метода пропускания узкого пучка гамма-излучения. Метод основан на том, что детектор и источник γ -

излучения размещаются на двух разных сторон экранирующего материала по одной оси. Узкий пучок излучения испускаемого источником, формаровался свинцовым коллиматором, до и после экранирующего материала и направлялся на детектор. Внешнее излучение экранировалась специальной защитой.

Оценка линейного коэффициента ослабления (μ , см^{-1}) образцов горных пород проводилась с использованием сцинтилляционного детектора. Существуют различные сцинтилляционные детекторы, такие как NaI (Tl); сцинтилляционный кристалл йодид цезия легированный таллием CsI (Tl) и сцинтилляционный кристалл германата висмута $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$. Все они разработаны с учетом специальных требований, но детекторы NaI (Tl) по-прежнему доминируют с точки зрения их чувствительности. Кристалл NaI (Tl) имеет лучшие характеристики, чем CsI (Tl) и $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$, благодаря более низкой плотности ($\rho = 3,67 \text{ г/см}^3$), постоянной времени (230 нс), относительной временной интенсивности (100), длине волны люминесценции (420 нм) и показателю преломления (1,85). Поэтому NaI (Tl) был применен для оценки радиационно-защитных характеристик подготовленных горных пород.

Измерения проводились методом пропускания гамма-излучения с использованием двух радиоактивных источников: Cs-137 и Co-60. Подсчет гамма-квантов с энергиями 0,662; 1,173 и 1,332 МэВ, испускаемых упомянутыми источниками гамма-излучения, подсчитывали с помощью метода сцинтилляционной спектрометрии NaI(Tl). Установка для сцинтилляционной спектрометрии состоит из сцинтилляционного детектора Bicron, подключенного к кристаллу NaI (Tl) размером 76 x 76 мм. Кристалл NaI (Tl) герметизировался с фото-электронным умножителем (ФЭУ) в алюминиевом корпусе. Детектор с ФЭУ экранирован медным экраном толщиной 0,6 мм от возникшего рентгеновского излучения и цилиндрической свинцовой камерой от внешнего излучения и подключен к карте Accuspec. Accuspec NaI plus 2k на базе аналого-цифрового преобразователя (АЦП), усилитель (Amp) и высоковольтный источник питания (HVP) с памятью 2k каналов, подключаются к компьютерной плате при комнатной

температуре, как показано на рисунке 2.2. Интенсивность излучения определялась с защитным материалом (I) и без защитного материала (I_0). Толщина (x) подготовленных материалов измерялась микрометром с точностью $\pm 0,001$ мм. После этого определялась зависимость $\ln(\frac{I_0}{I})$ от толщины материала. Линейный коэффициент ослабления (μ , см^{-1}), описывается законом Ламберта Бера (2.1) [173].

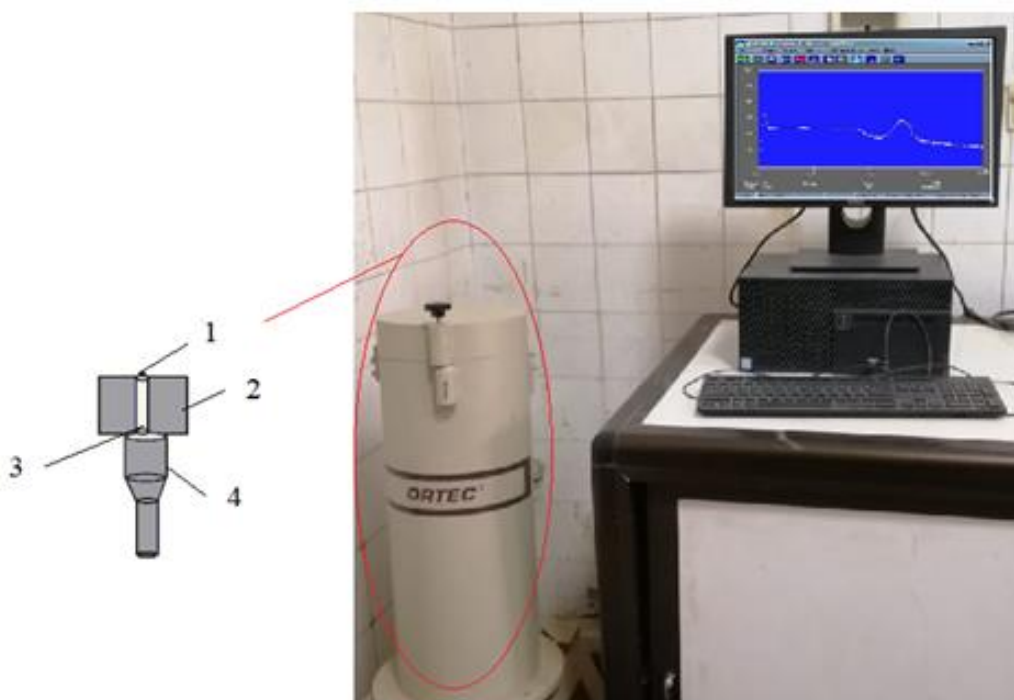


Рисунок 2.2. Установка для экспериментальных исследований с использованным детектором NaI(Tl): 1 - источник гамма-излучения; 2 - коллиматор из свинца; 3 - изготовленные образцы; 4 - сцинтилляционный детектор NaI

$$\mu (\text{см}^{-1}) = \frac{1}{x} \ln \left(\frac{I_0}{I} \right) \quad (2.1)$$

Коэффициент линейного ослабления используется для описания способности любого материала ослаблять проходящее излучение на единицу толщины материала. Каждое измерение повторялось четыре раза, чтобы оценить неопределенность получения результатов. Погрешность линейного коэффициента ослабления ($\Delta\mu$) определялась по уравнению (2.2), где ΔI_0 - погрешность измерения интенсивности излучения без экранирующего материала. ΔI - погрешность

измерения интенсивности излучения при наличии экранирующего материала. Δx - погрешность измерения толщины.

$$\Delta\mu = \frac{1}{x} \sqrt{\left(\frac{\Delta I_0}{I}\right)^2 + \left(\frac{\Delta I}{I}\right)^2 + \ln\left(\frac{I_0}{I}\right)^2 \left(\frac{\Delta x}{x}\right)^2} \quad (2.2)$$

Массовый коэффициент ослабления (μ_m , см²/г) является важным показателем экранирования для любого защитного материала. Он представляет собой ослабление излучения защитным материалом на единицу плотности (ρ , г/см³) защитного материала (2.3).

$$\mu_m \left(\frac{\text{см}^2}{\text{г}}\right) = \frac{\mu \left(\text{см}^{-1}\right)}{\rho \left(\frac{\text{г}}{\text{см}^3}\right)} \quad (2.3)$$

Толщина защитного материала, которая может снизить интенсивность излучения до половины от его первоначального значения, называется слоем половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см). Он обратно пропорционален μ и описывается уравнением (2.4).

$$\Delta_{0.5}(\text{см}) = \frac{\ln(2)}{\mu \left(\text{см}^{-1}\right)} \quad (2.4)$$

Для подтверждения экспериментальных оценок экранирующей способности исследуемых материалов, были использованы теоретические программы для оценки массового коэффициента ослабления, такие как код моделирования MCNP-5 с использованием метода Монте-Карло и база данных XCOM. Исходными данными для них является химический состав отобранных проб. Чем точнее химический состав, тем выше эффективность используемых программ и точнее определяются защитные свойства.

2.1.3. Определение химического состава образцов

Химический состав отобранных образцов был оценен с помощью индукционной плазменно-оптической эмиссионной спектрометрии (ICP-OES). Чтобы оценить химический состав с помощью ICP-OES, сначала отобранные

образцы измельчают до размеров зерен менее 52 мкм. После этого на электронных весах с погрешностью $\pm 0,001$ мг взвешивают 0,5 г каждого образца. Выбранное количество каждого образца помещают в тefлоновую емкость, содержащую 10 мл плавиковой кислоты (HF , 37%) и капли серной кислоты (H_2SO_4). Смесь поддерживается при 250 °С до полного испарения всех растворителей. Затем образец растворяют в 10 мл растворителя, состоящего из хлористоводородной кислоты/дистиллированной воды с объемным соотношением 1:1. Затем химический состав определяют с помощью оптико-эмиссионного спектрометра с индуктивно связанной плазмой (Prism ICP-OES, Teledyne technologies).



Рисунок 2.3. Схема определения химического состава с помощью метода оптико-эмиссионного спектрометра с индуктивно связанной плазмой

Растворенные образцы вводятся в спектрометр ICP-OES (рисунок 2.3) с помощью электронного перистальтического насоса со скоростью потока 1,4 мл/мин. Затем, они переносятся в концентрический распылитель аргоном (Ar) под давлением 34 Па, и распыляются вместе с введенными образцами. Спрей достигает осевой циклонной распылительной камеры, где газ-носитель аргон обеспечивает перенос образцов к передней части горелки со скоростью потока 0,1 л/мин. Для предотвращения перегрева горелки в качестве охлаждающего газа также

используется аргон. Расход газа составляет 18 мл/мин. Полученный химический состав образцов собранных пород показан в таблице 2.1.

Таблице 2.1. Химический состав собранных пород

		Химический состав (%)				
		Известняк (Дайка) ($\rho = 2,44$ г/см ³)	Базальт- сил ($\rho = 2,68$ г/см ³)	Базальт		Риолит AG ($\rho = 2,42$ г/см ³)
				Базальт-1 ($\rho = 2,93$ г/см ³)	Базальт-2 ($\rho = 2,96$ г/см ³)	
Концентрация (%)	Al ₂ O ₃	0,87	10,52	10,25	10,43	0,54
	Si ₂ O	23,93	54,95	51	49,66	82,68
	P ₂ O ₅	0,43	0,52	0,54	0,52	0,11
	CaO	17,49	9,27	9,75	9,92	1,19
	MgO	3,07	6,52	6,37	6,43	0,97
	K ₂ O	0,08	1,387	1,33	1,27	0,10
	Na ₂ O	1,32	2,18	3,79	3,86	0,16
	Fe ₂ O ₃	5,18	10,20	11,09	11,28	12,40
	MnO	0,02	0,20	0,24	0,20	0,016
	TiO ₂	0,7	1,08	1,62	1,62	0,01
	H ₂ O	1,1	2,4	2,7	3,3	0,7
	CO ₂	42,8	0,75	1,3	1,5	1,1
Концентрация (%)	Ba	1097,9	296,88	391,12	367,6	98,2
	U	<1	7,26	<1	<1	31,6
	Th	1,8	10,778	12,14	11,8	12,958
	Pb	1,06	3,51	3,24	3,22	3,8
	Cu	5,9	38,576	22,94	23,9	13,86
	Sr	1071	475,09	502,88	463,5	56,26
	V	2,03	1978,92	1676,2	3858,1	6319
	Zr	28,2	131	222,66	168	23,18

	Ni	55,8	208,68	59,14	47,56	12
--	----	------	--------	-------	-------	----

2.2. Изготовление образцов бетона

На основании исследования экранирующей способности, (см.п. 2.1.2) образец базальта с наивысшим линейным коэффициентом ослабления был использован для определения защитных свойств бетонов. Выбранный образец породы был раздроблен и разделен на три фракции зерен с использованием устройства для просеивания HAVER EML 200 digital T.

Три группы зерен базальта, сформированные по размерам, обозначены G1, G2 и G3. Размеры зерен для каждой группы G1, G2 и G3 были измерены с использованием сканирующего электронного микроскопа (SEM), как показано на рисунке 2.4.

Наибольший размер зерен для образцов G1 варьируется от 213 мкм до 102 мкм со средним размером зерна 107 мкм, как показано на рисунке 2.4 [G1]. Самые мелкие включения группы G3 имеют размер от 54,6 мкм до 15,2 мкм со средним размером зерна 25 мкм (рисунок 2.4 [G3]). На рисунке 2.4 [G2] представлены дробленые породы с размером зерна от 102 мкм до 42,7 мкм со средним размером 71 мкм. На рисунке 2.4 [цемент] видно, что размер зерен обычного портландцемента, используемого в бетонных конструкциях, составляет от 5,52 мкм до 2,73 мкм, при среднем размере зерна 4,1 мкм.

Были приготовлены три серии образцов бетона в виде смеси из 55% базальтового (наполнителя), 30% песка и 15% обычного портландцемента. Отношение воды к цементу оставалось неизменным на уровне 0,5. В каждой серии было приготовлено не менее четырех образцов. Все четыре изготовленных образца имеют одинаковой состав, но разную толщину. Все три изготовленные серии бетонов имеют одинаковые фракции песка и цемента, но различаются размером зерен используемого базальта.

После этого было определено влияние размера зерна наполнителя на экранирующую способность бетона путем определения линейного коэффициента ослабления изготовленных бетонов, как ранее обсуждалось (см.п. 2.1.2).

Следующий этап исследования - найти наилучшее содержание базальта, которое может обеспечить максимальную экранирующую способность. Таким образом, была изготовлена новая серия образцов бетона, в которой мелкодисперсный базальтовый наполнитель со средним размером зерна 25 мкм заменил песок (т.е. 30%).

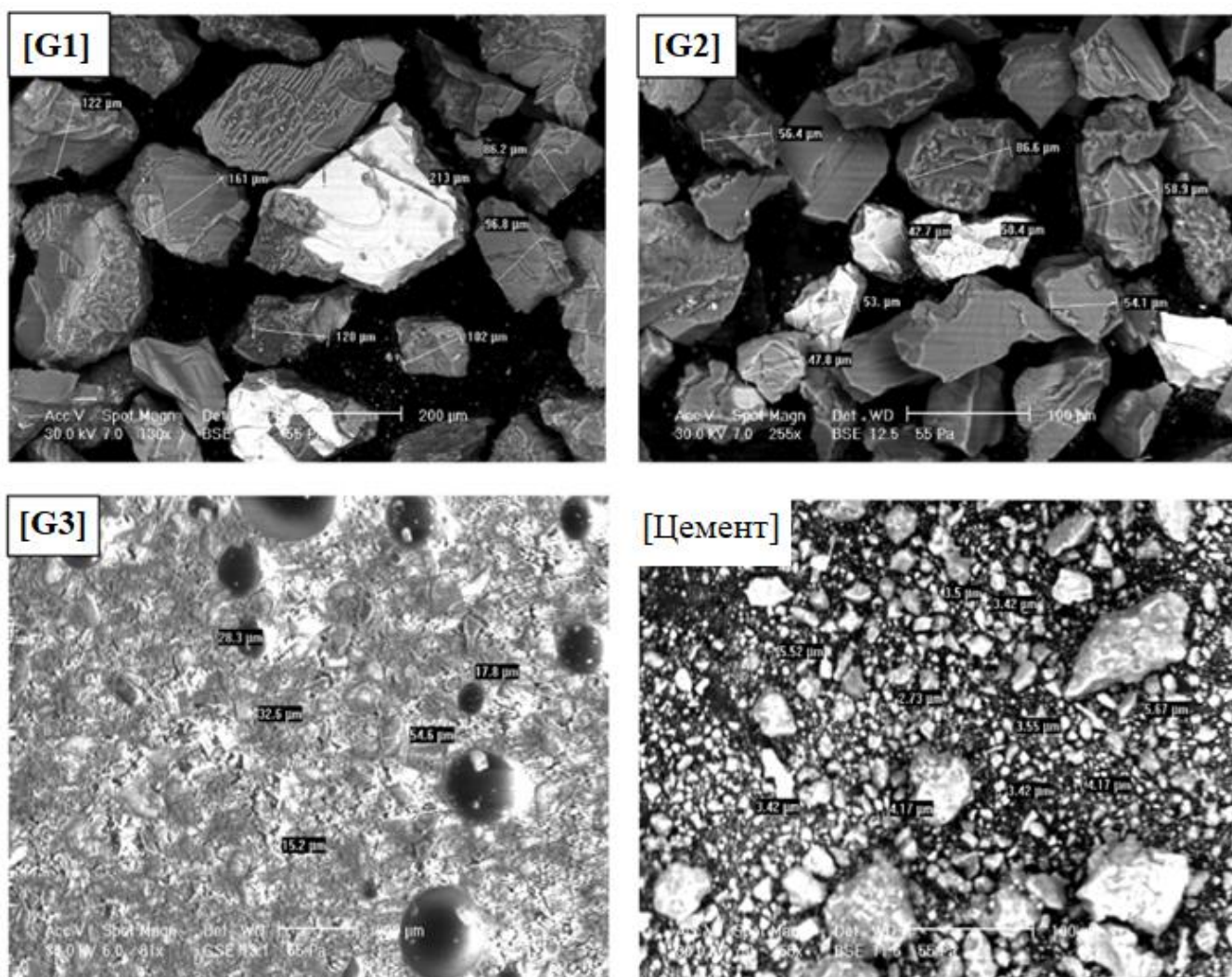


Рисунок 2.4. Изображения, полученные с помощью сканирующего электронного микроскопа

Соотношение воды и цемента поддерживалось постоянным на уровне 0,5. Были измерены защитные свойства от гамма-излучения для изготовленных бетонов и было определено наилучшее соотношение для базальтового заполнителя.

Следующим этапом стало изготовление новой модифицированной серии образцов бетона, состоящей из 15% цемента и 85% базальта со средним размером зерна 25 мкм. На этом этапе обычная вода заменяется 10 молями растворенного метасиликата натрия, и бетон изготовлено под разным давлением от 1,01 кг/см² до 142,76 кг/см², (рисунок 2.5).

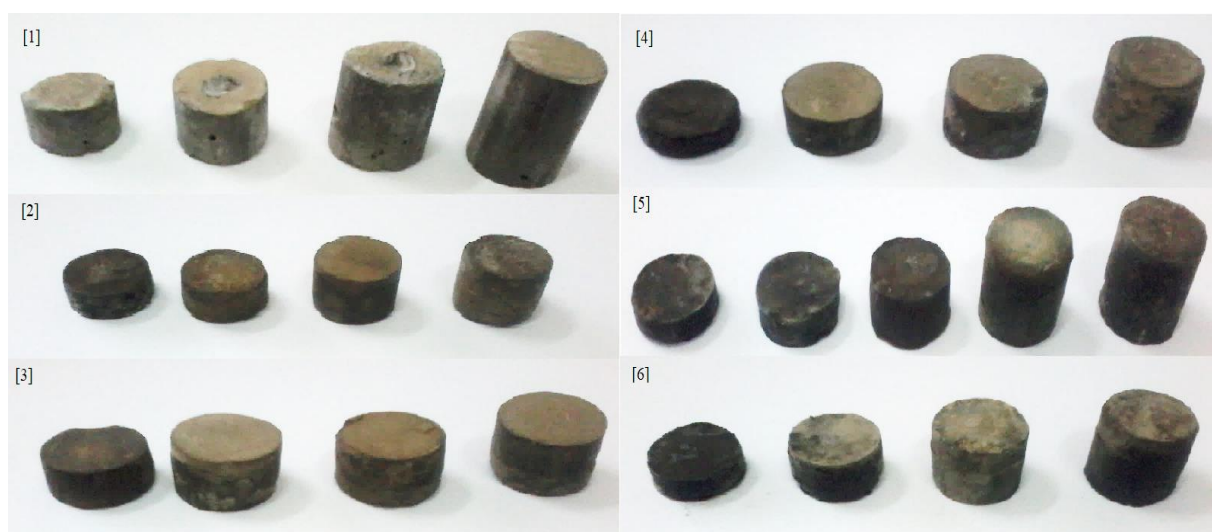


Рисунок 2.5. Образцы бетона изготовленная при различных давлениях

Были подготовлены уплотненные бетоны, а также экспериментально исследована способность экранирования излучения с использованием спектрометрии с использованием высокой чистоты германия (HPGe). Подготовленные образцы бетона просвечивали гамма-излучением, испускаемым Cs-137, с энергией (661,6 кэВ), Co-60 с энергиями (1173,2 и 1332,5 кэВ) и Eu-152 с энергиями (121,8; 244,7; 344,3; 778,9; 964; 1112 и 1408 кэВ). Интенсивности падающего и прошедшего излучения для точечных источников Cs-137, Co-60 и Eu-152 регистрировались с помощью закрытого коаксиального детектора гамма-излучения (n-типа) из HPGe в вертикальной конфигурации (конфигурация криостата Pop Top) (рисунок 2.6). Изготовленные бетоны помещались в один конец коллиматора, а радиоактивный источник - во второй конец. Для каждой толщины

изготовленных бетонов были зафиксирования I и I_0 , и была определена зависимость $\ln(\frac{I_0}{I})$ от толщины бетона. После этого был определен линейный коэффициент ослабления в соответствии с шагами, описанными в разделе 2.1.2.

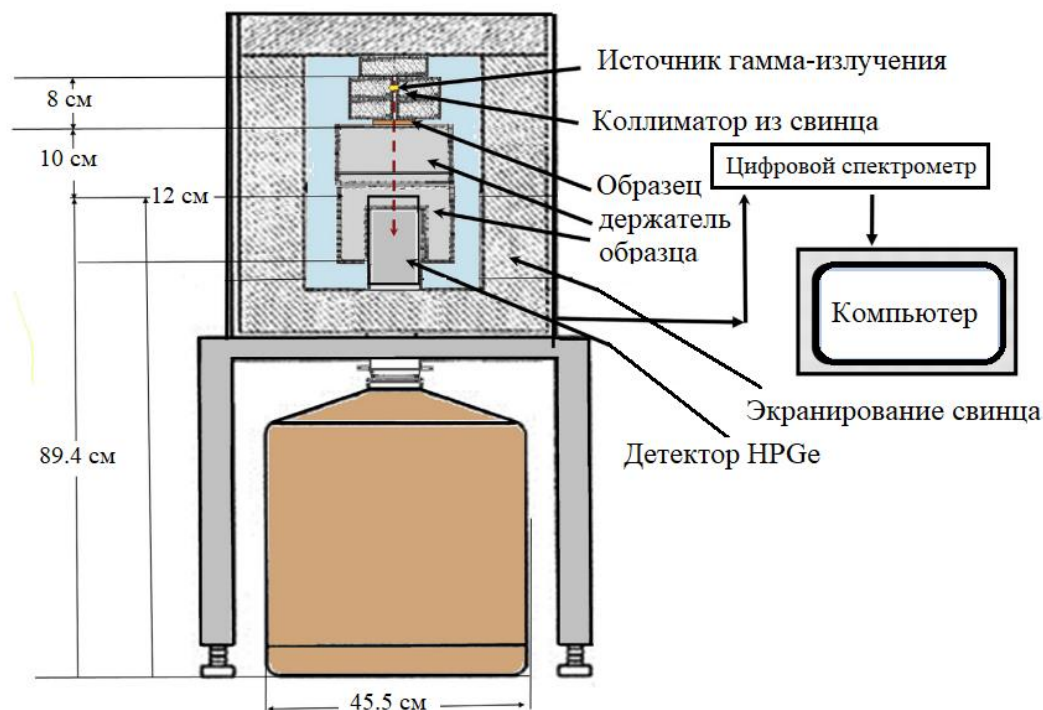


Рисунок 2.6. Установка для спектрометрии

2.3. Изготовление глиняных кирпичей для защиты от гамма-излучения

Приготовление этих глиняных кирпичей проходило в несколько этапов. Этот процесс начинается с измельчения минерала диатомитовой глины до необходимого размера зерна и его смешивания с тяжелыми отходами в различных соотношениях. И глина, и тяжелые минеральные отходы были взвешены с помощью электронных весов с погрешностью $\pm 0,01$ г. Отношение воды к смеси оставалось постоянным на уровне 1:10 для всех изготовленных кирпичей. После добавления воды смесь накрывали пластиковой пленкой на 48 часов. Затем смесь хорошо перемешали, чтобы убедиться, что тяжелые минеральные отходы равномерно распределяются внутри смеси. После этого смесь формовали в металлической форме размером $7 \times 7 \times 4$ см и оставляли на 15 дней для высыхания на воздухе. Через 15 дней сухие кирпичи поместили в электрическую печь при температуре 1100 °C на два часа.

Затем, образцы оставили охлаждаться на ночь в электропечи. Химический элементный состав изготовленных кирпичей был измерен с помощью ICP-AES (Таблица 2.2). На рисунке 2.7 представлен процесс изготовления кирпичей. Плотность изготовленных кирпичей измеряли экспериментально с помощью плотномера МН-300А.

Таблица 2.2. Химический состав изготовленных кирпичей

Элемент	состав (мас.%)			
	N0	N10	N20	N30
O	61,90	60,23	58,55	56,88
Na	0,23	0,23	0,22	0,21
Mg	0,66	0,87	1,08	1,29
Al	4,23	4,29	4,35	4,41
Si	26,74	25,83	24,92	24,01
S	0,08	0,11	0,13	0,16
K	0,85	0,81	0,78	0,74
Ca	0,41	1,62	2,84	4,06
Ti	0,26	0,25	0,25	0,24
V	0,03	0,03	0,02	0,02
Cr	0,01	0,05	0,09	0,14
Mn	0,02	0,07	0,13	0,18
Fe	2,98	4,09	5,20	6,31
Co	0,01	0,01	0,01	0,01
Ni	0,01	0,04	0,07	0,10
Плотность (г/см ³)	3,314 ± 0,140	3,525 ± 0,113	3,426 ± 0,164	4,228 ± 0,476

Плотность изготовленных кирпичей постепенно увеличивалась с $3,314 \pm 0,140$ до $4,228 \pm 0,476$ г/см³, увеличивая содержание тяжелых минералов от 0 до 30 мас.%. Кирпичам были присвоены коды N0, N10, N20 и N30 в соответствии с содержанием минеральных веществ в армирующих тяжелых отходах,

составляющими 0, 10, 20 и 30 мас% соответственно. После этого экспериментальные измерения были использованы для оценки радиационно защитных свойств изготовленных кирпичей в диапазоне энергий от 0,121 до 1,406 МэВ с использованием детектора из сверхчистого германия (HPGe).



Рисунок 2.7. Этапы процесса изготовления кирпича

2.4. Изготовление образцов радиационно-защитный стекл

В настоящем исследовании для изготовления боратных стекол с добавками соединения оксида висмута, использовался обычный метод расплавы и закалки. Ряд образцов стекол для проведения расчетно-экспериментальных исследований исследования по определению радиационно-защитных свойств был изготовлен в лаборатории ХТИ УрФУ с помощью к.х.н. Власовой С.Г. Метод изготовления показан на рисунке 2.8 и описан в следующем абзаце.



Рисунок 2.8. Основные этапы подготовки и оценки радиационно-защитных свойств изготовленного боратного стекла

После предварительного высушивания отдельных составляющих стекла для постоянного веса. Брали необходимое количество каждого соединения и взвешивали с помощью чувствительных электронных весов с точностью измерения $\pm 0,001$ мг. После этого соединения смешивали и помещали в алундовый тигель. Алундовый тигель ставили в электрическую печь при температуре $1000\text{ }^{\circ}\text{C}$ на 3 часа. После этого из расплава отлили цилиндрические образцы диаметром 2 см и толщиной примерно $\pm 0,8$ см. Подготовленные образцы стекла отжигались в муфельной печи при температуре около $320\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Плотность изготовленных стекол (ρ_{glass} , г/см^3) была измерена с использованием принципа Архимеда с помощью плотномера МН-300А, где погруженная жидкость представляет собой обычную воду, в соответствии с уравнением (2.5) [93].

$$\rho_{\text{glass}}\left(\frac{\text{г}}{\text{см}^3}\right) = \frac{W_{\text{воздух}} - W_{\text{вода}}}{W_{\text{воздух}}} * \rho_{\text{вода}} \quad (2.5)$$

Молярный объем (V_M , см³/моль) - это физический параметр, определяемый на основе измеренных значений $\rho_{\text{стакал}}$, и молекулярной массы (M_w) согласно соотношению $V_M = (M_w/\rho_{\text{glass}})$.

Экранирующие свойства изготовленных стекол были измерены экспериментально с использованием детектора NaI (Tl) (см.п. 2.1.2). Так же экранирующие свойства изготовленных стекол были оценены с помощью моделирования методом Монте-Карло.

2.4.1. Спектрометрические измерения

Сцинтилляционный спектрометр NaI (Tl) с размером кристалла 76x76 мм используется в лаборатории Управления по ядерным материалам Египта для определения естественной радиоактивности в собранных образцах. Для уменьшения воздействия радиационной фона детектор был помещен в цилиндрический свинцовый экран диаметром 15,7 см, длиной 20,5 см и толщиной 3,7 см с коэффициентом ослабления 0,16 (поглощается около 84% входящих фотонов) для гамма-излучения с энергией 2,6 МэВ. Усилитель и многоканальный анализатор входят в состав системы обработки импульсов и анализа данных, которая была связана с IBM-совместимым компьютером. Энергии гамма-излучения ²²⁶Ra, ²³²Th и ⁴⁰K составляют 239; 352 и 1460 кэВ, соответственно. Используются одобренные эталонные материалы, такие как RGU-1, RGTh-1, RGK-1, плотность которых после измельчения близка к плотности строительных материалов [174]. Конструкция контейнера была выбрана исходя из того, что радиоактивность в измеряемых образцах распределяется равномерно. Пробы обсчитываются до 2000 секунд с минимальной обнаруживаемой активностью (МОА) 2, 4 и 12 Бк/кг для ²²⁶Ra, ²³²Th и ⁴⁰K, соответственно. Общая неопределенность уровней радиации рассчитывалась с использованием закона распространения систематических и случайных погрешностей измерений. В калибровке эффективности существуют систематические погрешность от 0,5 до

2%, а в показаниях радиоактивности существует до 5% случайной погрешности [175].

Измерения проводились после хранения собранных проб в течение 21 дня в лаборатории Управления по ядерным материалам Египта. На каждый образец для проведения анализа затрачивалась 70000 с. Анализ радиоактивности в образце зависит от разрешения используемого детектора, которое составило 1,85 кэВ для ^{226}Ra и 1332,5 кэВ для ^{60}Co . Перед измерением детекторы были откалиброваны с использованием источников Am-241, Ra-226 и Co-60 для иллюстрации. При этом кривая эффективности HPGe-детектора определялась в два этапа в диапазоне энергий от 186 до 2450 кэВ. На первом этапе точечный источник ^{226}Ra использовался для получения кривой относительной эффективности. На втором этапе средняя относительная кривая HPGe была нормализована хлоридом калия [176].

Перед детектированием было определено фон в пустом контейнере, который измеряли по такой же схеме и геометрии образца. Спектры фона использовались для уточнения площади γ -спектра обнаруженных изотопов. Концентрации активности радионуклидов рассчитывали по следующей формуле:

$$A = \frac{N/t}{\varepsilon I_{\gamma} m} \quad (2.6)$$

где активность радионуклида представлена как A (Бк/кг), N относится к общему нетто-счету пика полной энергии (площади пиков определяются путем вычитания фоновой площади из общей площади), t – время счета (в секундах), ε – указанный коэффициент для эффективности HPGe в приложенной γ -энергии, I_{γ} – γ -интенсивность, m – масса образца. Наиболее важными природными радионуклидами для данного исследования являются излучения ядер в последовательности распада ^{238}U и ^{232}Th , а также единично встречающийся ^{40}K . Между тем обнаружение ^{40}K можно наблюдать непосредственно на 1460,7 кэВ, однако ^{238}U и ^{232}Th распознаются косвенно для источников гамма-излучения и их дочерних элементов. Измерение ^{238}U зависит от анализа обнаруженных радионуклидов ^{226}Ra (186 кэВ), ^{214}Pb (352, 295 кэВ), ^{234}Pa (1001 кэВ) и ^{214}Bi (609,

1120, 1765 кэВ). В то время как концентрация активности ^{232}Th определялась по продуктам распада в его ряду, ^{228}Ac – по 911, 338,4 кэВ, а Pb – по 583, 2614 кэВ. Более того, удельная активность ^{40}K была обнаружена по фотопику (1460 кэВ). Чтобы избежать любой неопределенности в интенсивности гамма-излучения, а также влияния суммирования совпадений и эффектов самопоглощения генерирующих гамма-квантов, калибровка эффективности системы гамма-спектрометрии была выполнена с использованием метода удельной эффективности радионуклидов. Применяются сертифицированные эталонные материалы типа RGU-1, RGT_h-1, RGK-1, по плотности равные строительным материалам после измельчения [177]. Геометрия контейнера была выбрана исходя из предположения, что радиоактивность в измеряемых образцах распределена равномерно. Пробы обсчитываются до 200 000 с, а минимальная обнаруживаемая активность (МОА) для ^{226}Ra , ^{232}Th и ^{40}K составляет 2, 4 и 12 Бк/кг соответственно. Суммарная неопределенность уровней радиации оценивалась по систематической и случайной ошибкам измерения распространения совместно. Калибровка эффективности имеет систематические погрешность от 0,5 до 2%, а показания радиоактивности имеют случайные погрешность до 5% [178].

Калибровка (ICP-OES). Количественный анализ в спектроскопии плазмы требует приготовления ряда калибровочных стандартов из исходного раствора стандартов. Калибровочные растворы обычно готовят в терминах их молярных концентраций (моль/л) или массовых концентраций (г/л), где оба относятся к количеству на единицу объема, т. е. концентрация = количество/объем. Для приготовления маточного раствора важно использовать химикаты высшей степени чистоты (жидкие или твердые) [179]. В этой работе были подготовлены серии смесей стандартов урана, тория, мышьяка, кадмия и свинца 50 частей на миллиард, 100 частей на миллиард, 200 частей на миллиард, 300 частей на миллиард, 500 частей на миллиард, 1000 частей на миллиард, 1200 частей на миллиард и 2000 частей на миллиард, затем были выбраны лучшие линии для каждого элемента. Инструментальное программное обеспечение должно сопровождаться обработкой

изображений E-selle для изучаемых элементов, что позволяет проводить анализы с высокой точностью и достоверностью. Калибровочные кривые стандартов выполняются для различных длин волн. Лучшие линии для измерения были выбраны в соответствии с их точностью и аккуратностью.

ГЛАВА 3. ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ИССЛЕДУЕМЫХ МАТЕРИАЛОВ

3.1. Оценка радиационно-защитных характеристик с помощью ХСОМ

Программное обеспечение ХСОМ используется для теоретической оценки массового коэффициента ослабления. Национальный институт стандартов и технологий США (NIST) составил базу данных сечений фотонов, используемую в программе ХСОМ. ХСОМ предоставляет полное сечение, а также парциальное сечение следующих процессов: некогерентного рассеяния, когерентного рассеяния, фотоэлектрического поглощения и образования пар в полях атомного ядра и в поле электронов атомов (рисунок 3.1). В таблице 3.1 приведены квантово-теоретические модели, использованные для определения сечений вышеупомянутых процессов.

Таблица 3.1. Теоретические модели, используемые в базе данных ХСОМ

Механизм взаимодействия	Модели
Некогерентное рассеяние	Уравнение Нисима-Клейна и нерелятивистские функции некогерентного рассеяния Хартри-Фока [180]
Когерентное рассеяние	Формула Томсона и релятивистские атомные формфакторы Хартри-Фока [181]
Фотоэлектрический эффект	$\leq 1,5$ МэВ уравнение Скофилда [182] $> 1,5$ MeV Полуэмпирическое уравнение, рассчитанное Праттом [182]
Образование пар	Теория Бете-Гайтлера [183]

Данные относятся к элементам с атомным номером до 100 и энергии фотонов от 1 кэВ до 1 ГэВ. Сечения сложных веществ также определяются с помощью

программы XCOM с использованием правила взвешенной смеси для атомных составляющих по формуле (3.1):

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} = \sum_i W_i \left(\frac{\mu}{\rho} \right)_i \quad (3.1)$$

где $(\mu/\rho)_i$ - массовый коэффициент ослабления i -го составляющего элемента, а W_i - массовая доля i -го составляющего элемента в образце материала, например стекла. В проведенном диссертационном исследовании программа XCOM использовалась для подтверждения радиационно-защитных свойств разных приготовленных образцов материалов, например бетона и стекла [184–186].

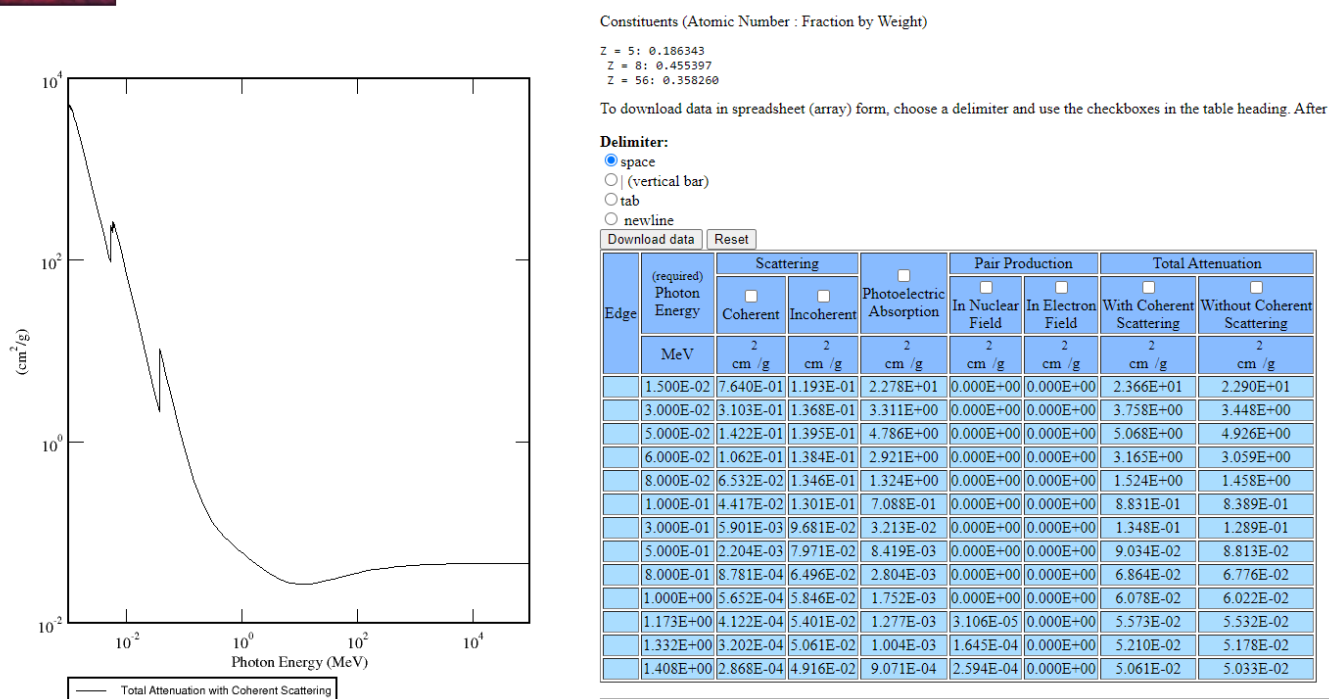


Рисунок 3.1. Скриншот для расчета массового коэффициента ослабления (μ_m , см²/г) помощью программы XCOM

Многие теоретические программы также были созданы на основе базы данных NIST, например, VXCOM [187], WinXCOM [188], и Phy-X/PSD [189]. Эти программы могут рассчитывать основные характеристики экранирования, такие как линейный коэффициент ослабления (μ , см⁻¹), массовый коэффициент ослабления (μ_m , см²/г), слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см), эффективный

атомный номер (Z_{eff}), эквивалентный атомный номер (Z_{eq}), параметры подгонки геометрической прогрессии (GP) и фактор накопления. Во многих ранее опубликованных статьях эти программы использовались для оценки способности экранировать гамма-излучение исследуемыми материалами (минералов, бетонов и стекла) [190–194].

3.2. Компьютерное моделирование

Коды моделирования переноса частиц представляют собой попытку решить уравнение переноса Больцмана [195]. Решение обычно получается переписыванием интегродифференциального уравнения в интегральной форме. Решение уравнения Больцмана представляет собой задачу как минимум с семью степенями, описывающую положение частиц (три координаты), их энергию (E), направление движения (полярное и азимутальное) и время. Рассматривается перенос множества различных частиц, тип частицы также является переменной в уравнении Больцмана.

3.2.1. Поток фотонов и уравнение Больцмана

Другая форма уравнения переноса Больцмана, определяющая перенос излучения, может быть получена путем рассмотрения вклада всех других точек системы в поток частиц в данной точке системы. Чтобы описать поток фотонов на единицу объема в позиции r' в среде, достаточно указать дифференциальную плотность фотонов. Если плотность излучения в элементе объема dV представлена как $S(r', E, \Omega)$, то плотность фотонов - это поток фотонов на единицу объема (см^3), движущихся в направлении Ω в пределах дифференциального телесного угла $d\Omega$, а энергия фотонов варьируется в диапазоне от E до $E + dE$.

Общее количество фотонов в элементе объема dV получается путем интегрирования всех энергий и направлений движения, как выражено в уравнении.

$$S(r', E, \Omega) = \int_{\Omega}^{\Omega+d\Omega} \int_E^{E+dE} S(r', E, \Omega) d\Omega dE \quad (3.2)$$

где $S(r', E, \Omega) dE d\Omega$ представляет собой излучение частиц на единицу объема и времени с энергиями в интервале dE около E и направлениями в интервале телесных углов $d\Omega$ относительно Ω и $T(E, r'; r)$ вероятность что частицы, испускаемые в единице объема в r' с энергией E в dE , не будут сталкиваться между r' и r .

Полная плотность фотонов (поток фотонов, $\varphi(r, E, \Omega)$) в элементе объема dV получается интегрированием по всем энергиям и всем направлениям полета. как в уравнении.

$$\varphi(r, E, \Omega) = \int_{r'} S(r', E, \Omega) T(E, r'; r) dr' \quad (3.3)$$

Вероятность передачи T определяется выражением

$$T(E, r'; r) = \exp\{-[|r' - r| \Sigma(E, r'; r)]\} \quad (3.4)$$

где выражение в квадратных скобках - это длина свободного пробега частицы с энергией E которое должна пройти из точек r' и r .

3.2.2. Метод Монте-Карло

В последние несколько десятилетий ряд вычислительных методов, таких как алгоритм Монте-Карло, стали незаменимым инструментом для разработки материалов радиационной защиты для ядерных приложений. Использование этих методов позволяет выполнять точные расчеты характеристик излучения в сложной трехмерной геометрии, а также помогает найти оптимальный химический состав материалов, который дает необходимое ослабление излучения и физико-химические свойства для данного приложения. Алгоритм Монте-Карло используется в физике элементарных частиц для решения уравнения переноса Больцмана, которое ранее обсуждалось для распространения излучения через вещество. Уравнение переноса не может быть решено аналитически для многих практических ситуаций; поэтому необходимо использовать численные методы,

такие как метод Монте-Карло, для получения реалистичных решений уравнения переноса в трехмерных сложных геометриях. Метод Монте-Карло заключается в моделировании конечного числа историй частиц с помощью генератора псевдослучайных чисел. В истории каждой частицы генерируются случайные числа, которые используются для выборки соответствующих распределений вероятностей для начальной энергии частицы/фотона, направления движения, длины шага, взаимодействующего ядра, типа взаимодействия, нового направления и т. д. Отслеживается история каждой частицы, \bar{x} некоторых величин, таких как поток, ток, вероятность выхода или любое количество других величин. Коды Монте-Карло (GEANT 4) [196], и (FLUktuierende KAskade) FLUKA [197] соединили пакет моделирования нейтронов, фотонов, электронов и легких ионов, способный моделировать генерацию и перенос нейтронов, чем MCNP. GEANT- это универсальный код для моделирования физики, разработанный в ЦЕРН для моделирования столкновений частиц, конфигураций детекторов и подробных взаимодействий. Это сложный код, который требует значительных усилий и времени, чтобы стать профессионалом, но может моделировать все необходимые компоненты. Инструменты визуализации геометрии и треков частиц хорошо разработаны и доступны в пакете кода GEANT. Наиболее важные частицы хорошо смоделированы, и было разработано несколько дополнительных пользовательских кодов, которые могут значительно помочь в создании точной исходной модели. FLUKA [197] это универсальный многоцелевой код, созданный международной коллаборацией авторов ЦЕРН и Итальянского института ядерной физики (INFN). С самого начала разработки FLUKA уделялось основное внимание калориметрии, расчетам защиты и исследованиям излучения в экспериментальной физике и технике высоких энергий. В настоящее время его можно использовать для проектирования мишеней и детекторов, космических излучения, космической физики, радиационных повреждений электроники, дозиметрии и исследований медицинской физики. Метод моделирования Монте Карло имеет один важный недостаток: время моделирования в реальном времени значительно увеличивается,

когда необходимо рассчитать более точные данные, особенно когда рассматривается система испытаний высокой сложности. Самый продвинутый вычислительный пакет Монте Карло-MCNP от Лос-Аламосской национальной лаборатории [195]. Это очень гибкий пакет, который можно использовать во многих приложениях, включая анализ экранирования.

3.2.3. Код переноса N-частиц Монте-Карло (MCNP), версия 5

MCNP-5 - это универсальный транспортный код Монте-Карло, связанный с непрерывной энергией, обобщенной геометрией, зависящий от времени, связанный нейтрон; фотон и электрон. разработан Лос-Аламосской национальной лабораторией. Его можно использовать в нескольких режимах переноса: только нейтрон, только фотон, только электрон, комбинированный перенос нейтрона / фотона, где фотоны образуются в результате взаимодействия нейтронов; фотон; электрон или электрон/фотон. Диапазон энергий нейтронов составляет от 10-11 МэВ до 20 МэВ для всех изотопов и до 150 МэВ для некоторых изотопов. Диапазон энергий фотонов составляет от 1 кэВ до 100 ГэВ, а диапазон энергий электронов - от 1 кэВ до 1 ГэВ. Сначала пользователь должен создать входной файл. Единицы измерения, используемые во входном файле MCNP: см для длины, МэВ для энергии, 10^{-8} секунд для временных колебаний, г/см^3 массовой плотности.

3.2.4. Создание входного файла MCNP-5

Входной файл MCNP-5 оформлен в виде текстового файла. Он содержит полное описание пучка частиц, геометрии, материалов, физики и оценки, а также количество первичных частиц (историй) и исполняемых файлов, необходимых для запуска моделирования MCNP-5 (рисунок 3.2). Входной файл MCNP-5 обсуждался в наших опубликованных статьях для различных экранирующих материалов, таких как сплавы; стекла; кирпичи и бетоны [198–201]. Выходные файлы обычно являются двоичными и имеют формат текстового файла.

The screenshot shows two windows. The left window is a command prompt running MCNP5. The right window is Notepad displaying the output of the simulation.

```

C:\WINDOWS\system32\cmd.exe
E:\ph D russia\Karem glasses\BBB\simulation\BBB1>"C:\Program Files\MCNP\mcnp54.exe
mcnp ver=5 , ld=07042014 03/30/22 19:00:50
0.txt already exists. P.txt is created instead.
Thread Name & Version = MCNP5_RSICC, 1.40
Copyright LANL/UC/DOE - see output file

      5
      5
      5
      5
      5

sdef cel=80 pos=0 0 0 rad=d1 axs=0 0 1 ext=0 wgt=1 PAR=2 ERG=d3
warning, ext is constant. in most problems it is a variable.

comment. 13 surfaces were deleted for being the same as others.
warning, source distribution 2 is not used in this problem.
comment, using random number generator 1, initial seed = 19073486328125
imcn is done

runtpe already exists. runtpe is created instead.
warning, material 1 has been set to a conductor.
dump 1 on file runtpe nps = 0 coll = 0
      ctm = 0.00 nrn = 0

xact is done

cp0 = 0.01
run terminated because 10 particles got lost.
warning, 2 of 2 tallies did not pass all 10 statistical checks.
warning, 2 of 2 tallies were all zeros.
dump 2 on file runtpe nps = 17 coll = 367
  
```

```

File Edit Format View Help
15 rcc 0 0 8 0 0 1 10
c Tally:
60 rcc 0 0 15 0 0 0.1 3 $ tally
70 rcc 0 0 15 0 0 10 9 $ air surrounding tally
C environmental:
80 rcc 0 0 0 0 0 3 5 $ source vacuum
82 pz 0 $ Source
85 rcc 0 0 0 0 0 9 15
86 rcc 0 0 0 0 0 5 5.1
87 rcc 0 0 5 0 0 4 10.1
88 rcc 0 0 9.2 0 0 5.5 15
89 rcc 0 0 9.2 0 0 5.5 5.1
90 rcc 0 0 0 0 0 25 20 $ surrounds
95 rcc 0 0 -5 0 0 30 25

c mode p
c materials:
m1 82000 -1.000 $ Lead
m3 3000. -0.019931
5000. -0.082783
8000. -0.214397
9000. -0.145477
12000. -0.011632
56000. -0.525779
m2 7000. -0.755267 $ air
8000. -0.231781
18000. -0.012827
6000. -0.000124
  
```

Рисунок 3.2. Скриншот для входного файла и моделирования линейного коэффициента ослабления с использованием кода MCNP-5

Карта материалов содержит элементарный химический состав и плотность материалов ячейки. В созданном исходном файле находится химический состав исследуемых защитных материалов (горных пород, бетонов, стекол и сплавов).

Карта источника (SDEF) используется для описания всей информации об используемом источнике, такой как положение источника (на расстоянии 20 см от детектора), номер ячейки (номер ячейки, в которой находится источник), Dir ((0, 0, 1) направление излучения вдоль направления Z), PAR (предполагается 2 для фотонов), ENG (использованная энергия фотонов, устанавливается от 0,015 до 15 МэВ), WGT описывает вес частицы. Кроме того, в карту SDEF также была внесена вероятность испускания и распространения излучения.

MCNP использует библиотеки ядерных и атомных данных. Рассматриваемые ядерные библиотеки для нейтронов, электронов и фотонов происходят из ENDF/B-VI [202]. Алгоритмы электронного транспорта и ядерные библиотеки являются производными от кода ITS версии 3 [203]. В обработанных библиотеках ядерных данных сохраняется как можно больше деталей из исходных оценок, чтобы точно воспроизвести намерения оценщика. Таблицы взаимодействия фотонов существуют для всех элементов с атомными номерами, лежащими в диапазоне от

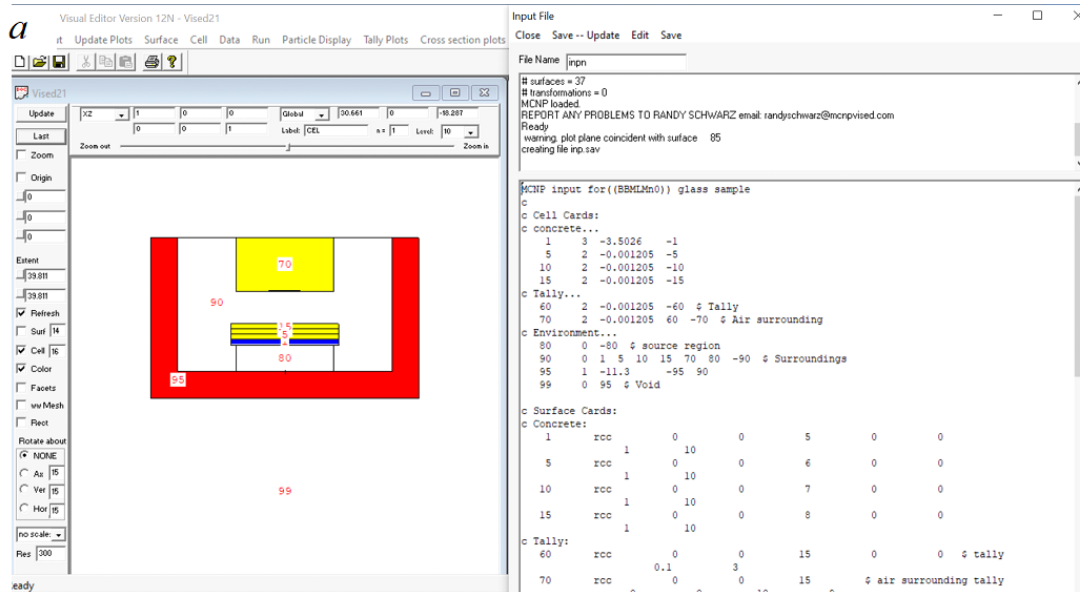
$1 \leq Z \leq 100$. Данные в таблицах взаимодействия фотонов позволяют MCNP учитывать когерентное и некогерентное рассеяние, фотоэлектрическое поглощение с возможностью флуоресцентного излучения и образование пар. Угловые распределения рассеяния модифицируются атомными формфакторами и функциями некогерентного рассеяния.

2.2.5. Этапы развития используемой геометрии

В ходе исследования автором диссертации были использованы несколько вариантов геометрии, проведен сравнительный анализ их эффективности. Геометрия MCNP обрабатывает произвольную трехмерную конфигурацию определяемых пользователем материалов в геометрических ячейках, ограниченных поверхностями первой и второй степени. Карта ячейки была устроена для входного файла таким образом, что следующая запись произведется в номере материала ячейки, который пользователь произвольно присваивает. Материал описан на карточке материала (Mn) с таким же номером материала. Если ячейка пуста, в качестве номера материала вводится ноль. Каждый из номеров ячейки и материала не может превышать 5 цифр. Далее идет плотность клеточного материала. Положительное значение интерпретируется как плотность атомов в единицах 10^{24} атома/см³. Отрицательная запись интерпретируется как массовая плотность в г/см³. Плотность для пустой ячейки не вводится. Размеры каждой расположенной ячейки представлены на карточках ячеек, как показано на рисунке 3.3.

Определение карты поверхности имеет некоторые ограничения, например номер поверхности является первой записью. Он должен начинаться в столбцах с 1 по 5. Затем за номером поверхности следует тип поверхности, который представляет собой буквенную мнемонику. Следуя за поверхностью, мнемоника-представляет числовые коэффициенты уравнения поверхности в правильном порядке.

Первая версия геометрии, разработанная в ходе исследования, показана на рисунке 3.3. На ней показан ряд областей, включая внешний защитный материал, сухой воздух, заполняющий внутреннюю часть, источники, образцы и детектор.



б

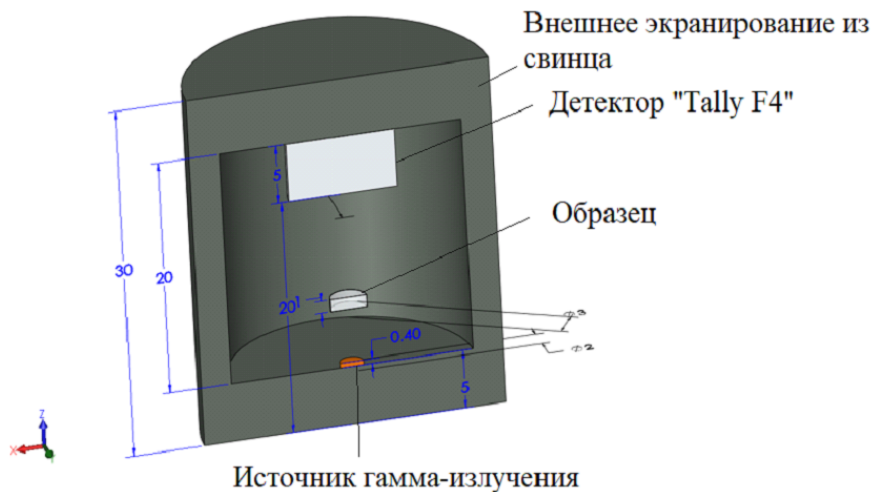


Рисунок 3.3. Первая версия входного файла геометрии Монте-Карло: а - согласно визуальному редактору Монте-Карло; б - 3D-модель

Внешним экранирующим материалом считается свинцовый цилиндр с массовой плотностью $11,34 \text{ г/см}^3$, толщиной 5 см, диаметром 25 см и максимальной высотой 30 см. Этот защитный цилиндр заполнен сухим воздухом плотностью $0,001225 \text{ г/см}^3$ при комнатной температуре ($25 \text{ }^\circ\text{C}$). Внутри экранирующего элемента расположен источник диаметром 2 см и толщиной 0,4 см. Источник

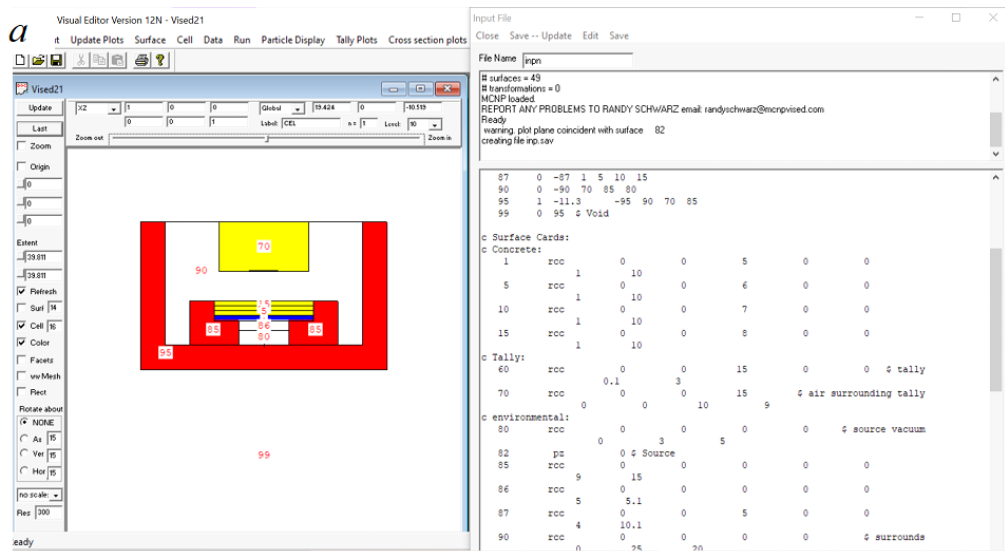
гамма-излучения находится на расстоянии 5 см от исследуемых образцов [204]. Диаметр, толщина и форма исследуемых образцов варьируются от одного исследования к другому в зависимости от типа изготовленного образца. Химический состав и плотность изготовленных образцов являются важными параметрами для оценки радиационной защиты любого образца с использованием моделирования методом Монте-Карло. Например, для исследуемых образцов стекла и бетона образцы вводятся во входной файл Монте-Карло в виде цилиндрической формы [205], а в случае кирпича и природных камней образцы вводятся в виде кубической формы [206].

Детектор располагался на расстоянии 10 см от образцов и 14,6 см от поверхности источника. Детектор имеет цилиндрическую форму диаметром 9 см и высотой 5 см. Кроме того, в текущем исследовании используется учетная карта F4 Tally для оценки средней длины трека испускаемого излучения на единицу объема ячейки образца (рисунок 3.3). Во всех проведенных процессах моделирования было установлено, что карта отсечки (cutoff card) останавливает взаимодействие фотонов после 10^6 частица. Результаты, полученные из этой геометрии, были близки к результатам, полученным из теоретической программы XCOM с погрешностью ± 2 % (таблица 3.2).

Таблица 3.2. Сравнение значений линейного коэффициента ослабления с использованием различных геометрий

Энергия (МэВ)	Линейный коэффициент ослабления (см^{-1})								
	Первая версия входного файла			Вторая версия входного файла			Третья версия входного файла		
	XCOM	MCNP	δ (%)	XCOM	MCNP	δ (%)	XCOM	MCNP	δ (%)
0,244	0,684	0,680	$\pm 0,563$	0,684	0,699	$\pm 2,281$	0,684	0,699	$\pm 2,295$
0,511	0,318	0,317	$\pm 0,398$	0,318	0,326	$\pm 2,543$	0,318	0,326	$\pm 2,561$
0,662	0,267	0,266	$\pm 0,225$	0,267	0,296	$\pm 10,874$	0,267	0,296	$\pm 10,874$
0,824	0,234	0,234	$\pm 0,250$	0,234	0,272	$\pm 15,984$	0,234	0,272	$\pm 15,985$
1,332	0,178	0,176	$\pm 1,066$	0,178	0,187	$\pm 5,123$	0,178	0,187	$\pm 5,123$

Результаты моделирования с помощью MCNP (первая версия входного файла), а также программы XCOM, включая часть, относящуюся к фактору накопления. Таким образом, за всеми случаями моделирования, выполненными с использованием первой версии входного файла, должны следовать расчеты фактора накопления.



б

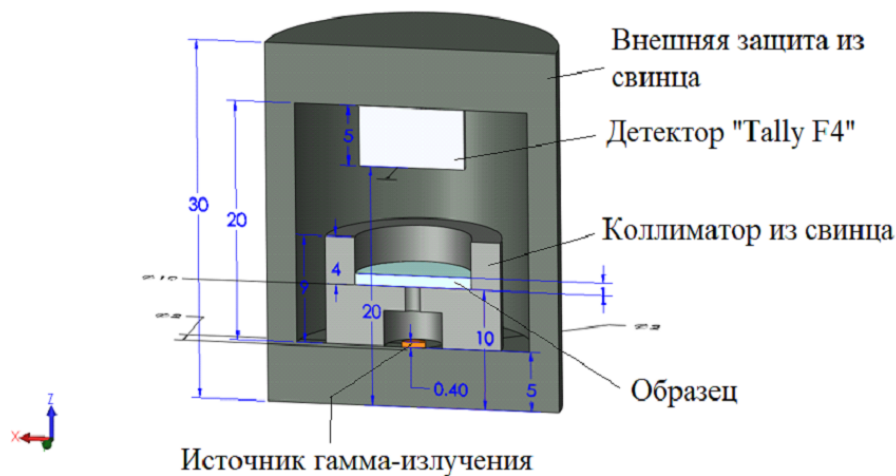


Рисунок 3.4. Вторая версия входного файла (геометрия): а - в соответствии с визуальным редактором Монте-Карло; б - 3D-модель

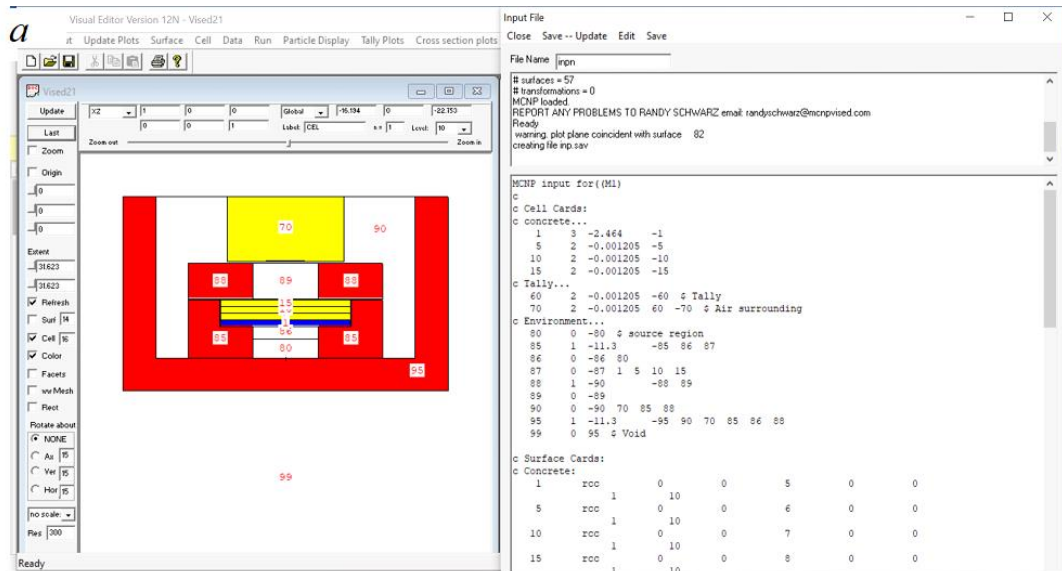
Чтобы исключить расчет фактора накопления, была произведена первая модификация входного файла (рисунок 3.4). Во второй версии используется коллиматор из свинца диаметром 15 см и высотой 5 см. Этот коллиматор содержит

узкую вертикальную щель диаметром 1 см для коллимации случайно рассеянных излучений.

Результаты, полученные с использованием второй версии входного файла (геометрии), отличаются от результатов, рассчитанных программой ХСОМ, более чем на 10% для энергий гамма-излучения от 0,662 до 1 МэВ (таблица 3.2). Эти погрешности возникают за счет влияния фактора накопления при моделировании MCNP с использованием метода узкого пучка излучения (с использованием одного коллиматора).

В третьей версии между образцом и детектором помещался второй коллиматор для излучения, прошедшего через изготовленные образцы. Вторым коллиматор имеет диаметр 15 см, высоту 5,5 см и вертикальную щель диаметром 1 см. Результаты моделирования, полученные с использованием этой геометрии (рисунок 3.5), также отличаются более чем на 10 % от результатов, полученных с помощью ХСОМ. Погрешность увеличивалась при использовании второго коллиматора. Это увеличение связано с удалением большего количества фотонов накопления (фотонов, рассеянных от образца).

В таблице 3.2 приведены значения линейного коэффициента ослабления образцов при использовании различных геометрий (входных файлов). Как видно из приведенных данных, первая версия входного файла (геометрия без коллиматоров) имеет результаты, близкие к результатам ХСОМ с погрешностью до $\approx 1\%$ при всех энергиях. Использование одного коллиматора (между источником гамма-излучения и образцом) приводит к увеличению погрешности между линейным коэффициентом ослабления, смоделированным с помощью MCNP, и рассчитанным с помощью программы ХСОМ.



б

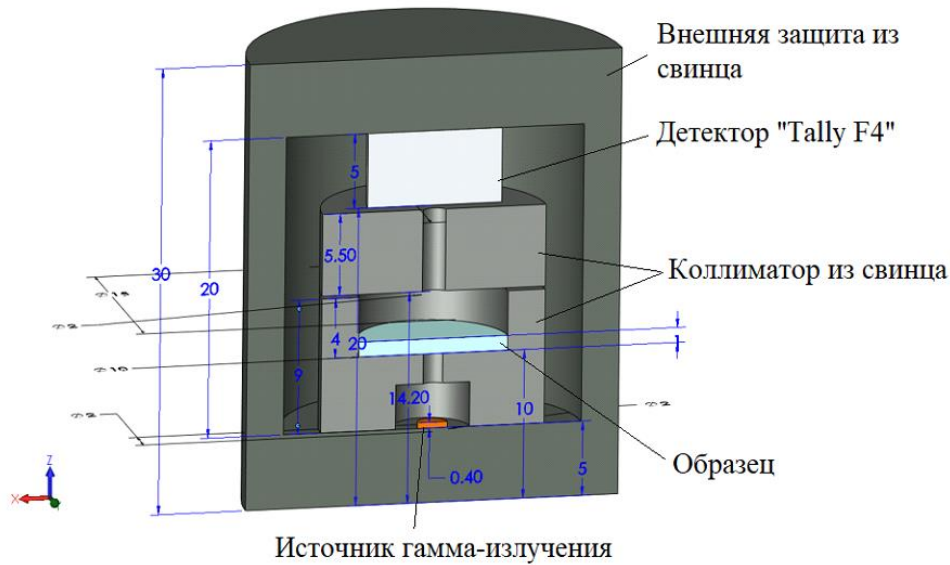


Рисунок 3.5. Третья версия входного файла Монте-Карло (геометрия): а - в соответствии с визуальным редактором; б - 3D-модель

Эти погрешности увеличивались с ростом энергии гамма-излучения в интервале от 0,511 до 0,824 МэВ за счет комптоновского рассеяния, вызывающего сильное увеличение фактора накопления в указанном интервале энергий. При увеличении энергии гамма-излучения выше 1,173 МэВ наблюдается значительное уменьшение погрешности. Это уменьшение погрешности связано со снижением фактора накопления в этой области энергий за счет эффекта образования пар (ОП), при котором энергия фотонов расходуется на образование электрон-позитронной пары. Результаты этих погрешностей между XCOM и MCNP можно использовать в

качестве меры оценки влияния фактора накопления (рисунок 3.6). Добавление второго коллиматора между образцом и детектором не оказывает существенного влияния на удаление вторичных фотонов (таблица 3.2).

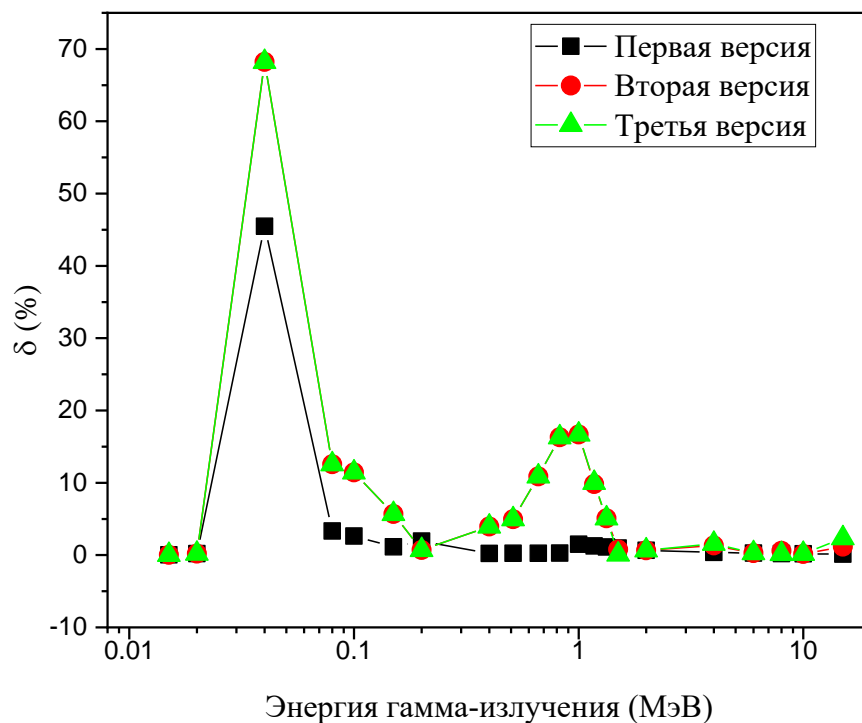


Рисунок 3.6. Изменение погрешности в различных версиях входного файла с энергией падающего гамма-излучения

ГЛАВА 4. РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

4.1. Оценка защитных свойств горных пород

Как указывалось в главе 2, собранные образцы из Синая, Египет, были подготовлены для измерения их коэффициентов ослабления. Массовый коэффициент ослабления (μ_m , см²/г) был измерен экспериментально для образцов известняка, базальта-сил, базальта-1, базальта-2 и риолита при энергиях гамма-излучения от 0,040 до 1,408,3 МэВ. Кроме того, для тех же пород μ_m был определен с помощью моделирования методом Монте-Карло и теоретической программы Phy-x/PSD для проверки полученных экспериментальных результатов (Таблица 4.1).

Таблица 4.1. Сравнение результатов определения μ_m

Энергия (МэВ)	Массовый коэффициент ослабления (см ² /г)									
	базальт-1		базальт-2		известняк		базальт-сил		риолит	
	ЭКС	МС	ЭКС	МС	ЭКС	МС	ЭКС	МС	ЭКС	МС
0,04	0,7198	0,8154	0,5878	0,7964	0,7275	0,6519	0,6664	0,7787	0,6657	0,7396
0,122	0,1676	0,1664	0,1632	0,1628	0,2025	0,1594	0,1698	0,1637	0,1736	0,1624
0,244	0,1120	0,1185	0,1284	0,1160	0,1344	0,1169	0,1422	0,1172	0,1265	0,1171
0,344	0,1085	0,1029	0,1061	0,1008	0,1160	0,1020	0,1030	0,1019	0,1165	0,1019
0,662	0,0826	0,0777	0,0878	0,0761	0,0761	0,0772	0,0788	0,0769	0,0790	0,0770
0,964	0,0590	0,0651	0,0574	0,0638	0,0652	0,0647	0,0638	0,0645	0,0760	0,0645
1,173	0,0648	0,0591	0,0654	0,0579	0,0590	0,0587	0,0541	0,0585	0,0610	0,0585
1,332	0,0558	0,0554	0,0658	0,0542	0,0580	0,0550	0,0425	0,0548	0,0563	0,0549
1,408	0,0464	0,0538	0,0466	0,0527	0,0518	0,0535	0,0360	0,0533	0,0521	0,0533

Результаты эксперимента и теоретической программы Phy-X/PSD и моделирования представлены на рисунке 4.1, где мы можем видеть, что существует хорошее совпадение между измеренными и смоделированными результатами. Небольшое отклонение наблюдается при $E = 40$ кэВ. При энергии гамма-излучения

0,662 МэВ экспериментально измеренные значения μ_m составляют 0,0825; 0,0878; 0,0761; 0,0788 и 0,0790 $\text{см}^2/\text{г}$ для пород базальт-1, базальт-2, известняк-дайк, базальт-сил, и риолит соответственно. Незначительные различия в значениях μ_m исследуемых пород связаны с небольшими различиями в их химическом составе, особенно для образцов базальт-1 и базальт-2, которые имеют схожий химический состав.

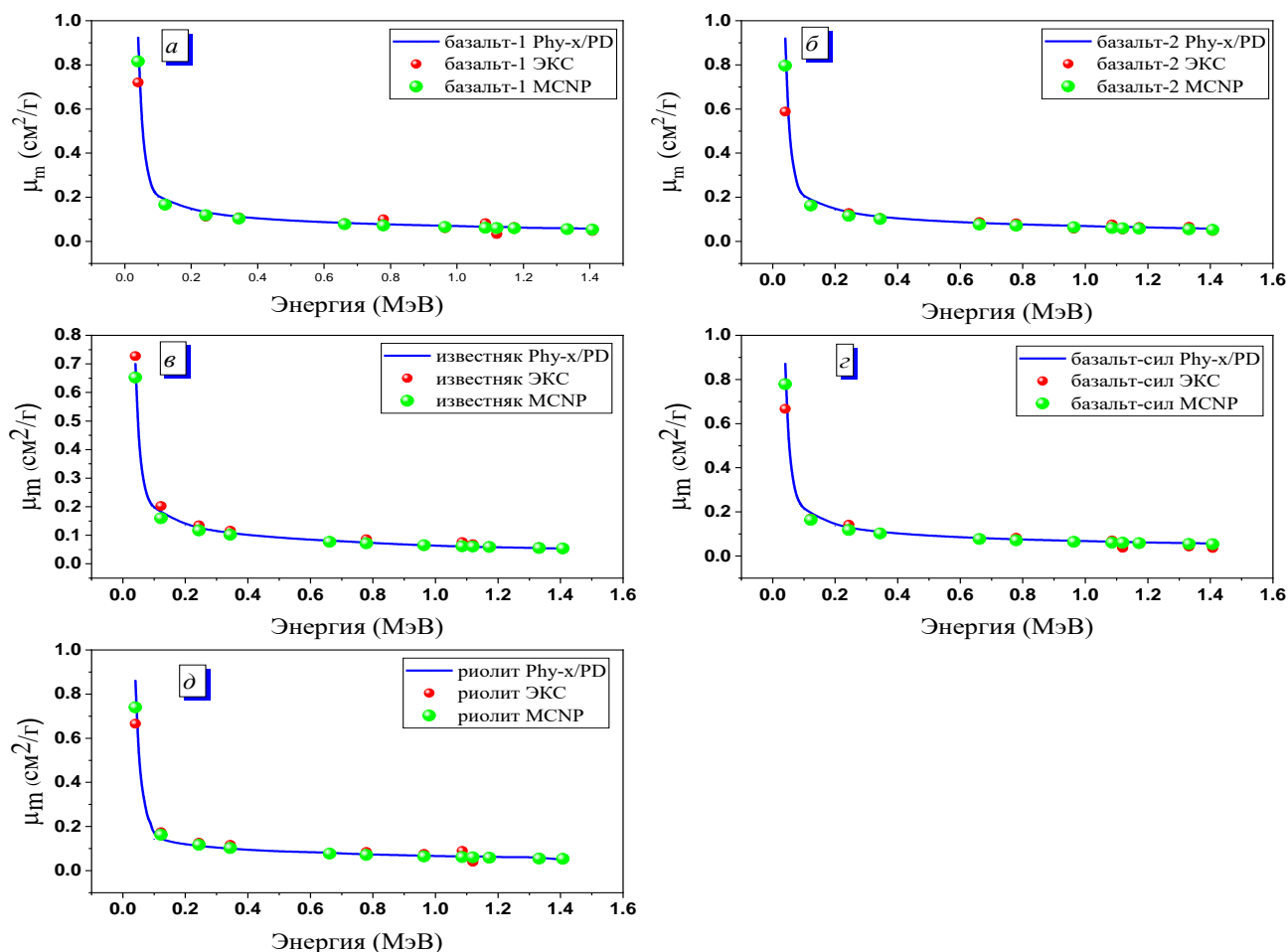


Рисунок 4.1. Зависимость массового коэффициента ослабления природных материалы от энергии γ -излучения

Можно наблюдать (рисунок 4.2) что для всех исследованных горных пород μ_m уменьшается с увеличением энергии падающих фотонов. Уменьшение резко возрастает для энергий ниже 0,3445 МэВ затем уменьшается постепенно с дальнейшим увеличением энергии. Например, в интервал энергии 0,04 - 0,122 МэВ

(зона очень низкой энергии) μ для базальта-2 быстро уменьшается с 2,389016 до 0,487512 см^{-1} . Для того же образца, в диапазоне энергии от 1,332 до 1,4083 МэВ, он немного уменьшается с 0,162238 до 0,15765 см^{-1} .

Основные процессы взаимодействия фотонов могут объяснить эту тенденцию, при которой μ варьировалась в зависимости от состава вещества [207].

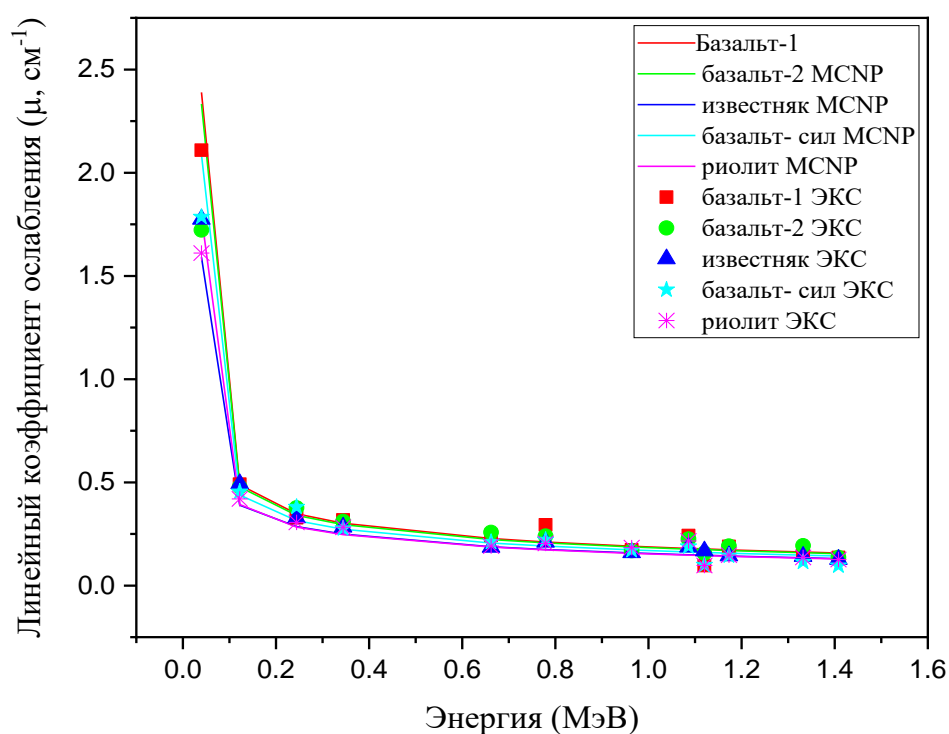


Рисунок 4.2. Изменение линейного коэффициента ослабления (μ , см^{-1}) в зависимости от энергии гамма-излучения для экспериментальных результатов и результатов MCNP

Фотоэлектрическое взаимодействие является основным взаимодействием гамма-излучения в интервале энергии 0,04 - 0,122 МэВ, в то время как комптоновское рассеяние является преобладающим взаимодействием в интервале энергий 0,244- 1,406 МэВ. Результаты, представленные в рисунке 4.2, показывают, что значения μ базальта-2 близка к значениям μ для базальта-1, и обе породы имеют более высокие значения μ , чем известняк, базальт- сил, и риолит. Более высокие значения μ для базальта-1 и базальта-2 напрямую связаны с большой плотностью этой породы по сравнению с другими породами. Различные исследователи

сообщают, что плотность среды напрямую влияет на экранирующую способность среды, а среда с более высокой плотностью приводит к более высоким значениям μ .

Слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) является характеристикой экранирования, которая дает прямую информацию о ослабляющей способности оцениваемых горных пород в зависимости от энергии гамма-излучения. Чем меньше $\Delta_{0,5}$, тем выше ослабляющая способность. Значения $\Delta_{0,5}$ при энергиях, использованных в эксперименте для пяти пород, представлены на рисунке 4.3. Как видно, $\Delta_{0,5}$ увеличивается с ростом энергии от 0,04 МэВ до 1,408 МэВ. Это связано с тем, что $\Delta_{0,5}$ обратно пропорционален μ . Например, при 1,173 МэВ значения $\Delta_{0,5}$ для пород составляют 3,651; 3,581; 4,815; 4,781 и 4,695 см для базальта-1, базальта-2, известняка (дайка), базальт-сил и риолит соответственно.

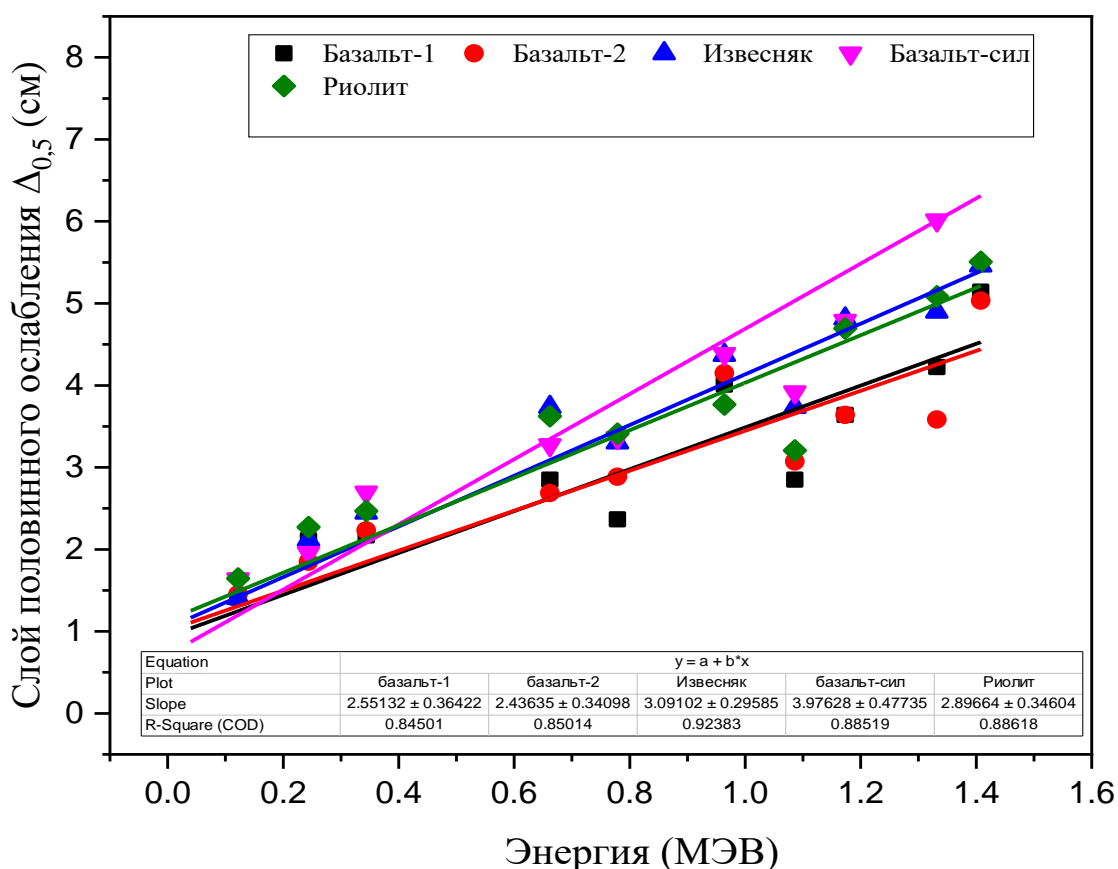


Рисунок 4.3. Изменение слоя половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$) в зависимости от энергии гамма-излучения

При максимальной энергии, рассмотренной в этой работе (1,4083 МэВ), для указанных пород этот параметр увеличивается до 4.443; 4.396; 5.312; 4.854 и 5.372 см. базальт-2 (плотность $\rho = 2,93 \text{ г/см}^3$) имеет самый низкий $\Delta_{0,5}$, в то время как самый большой $\Delta_{0,5}$ обнаружен для известняка. Из этого можно сделать вывод, что выбранные породы обладают хорошей эффективностью защиты от низкоэнергетических гамма-фотонов.

Значения слоя половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$) для выбранных пород были определены экспериментально при энергии 0.662 МэВ (рисунок 4.4). Полученные значения $\Delta_{0,5}$ сравнивались с ранее опубликованными данными для бетона и горных пород (зеленый мрамор, черный гранит, известняк, белый мрамор, розовый мрамор и оливы базальт) [208, 209]. Значения $\Delta_{0,5}$ зависят от химического состава элементов в горных породах в дополнение к энергии.

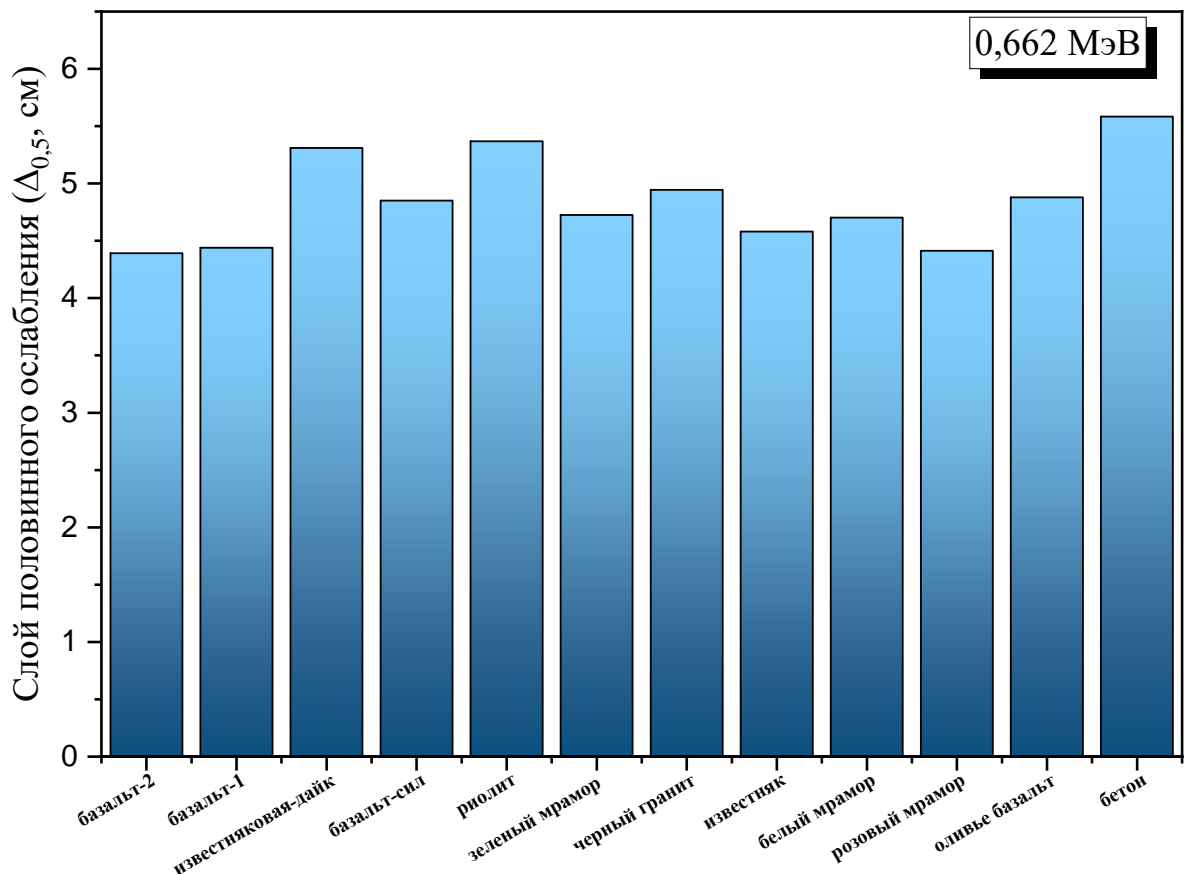


Рисунок 4.4. Сравнение значения слоя половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) исследуемых образцов породы с другими породами и бетоном

Значения $\Delta_{0,5}$ при 0,662 МэВ оказались в диапазоне 4.391; 4.439; 5.309; 4.849 и 5.3672, см для базальта-1, базальта-2, известняка (дайк), базальт-сил и риолит. Также из рисунка 4.4 мы видим, что образцы базальта-1, базальта-2 имеют значения $\Delta_{0,5}$ меньше чем для образцов зеленого мрамора; черного гранита; известняка; белого мрамора; розового мрамора; базальта оливье в бетоне с значениями слоя половинного ослабления 4,725; 4,944; 4,580; 4.701; 4,413; 4,878 и 5,583 см

Как показывают результаты исследования экранирующие свойства образцов породы базальт-1 и базальт-2 близки между собой из-за почти одинаковой плотности. Оба образца (базальт-1 и базальт-2) обладают более высокой защитной способностью по сравнению с другими исследованными образцами (известняк-дайк; базальт-сил; риолит). Таким образом, образцы базальта-1 и базальта-2 могут использоваться непосредственно для экранирования.

Также образцы базальта-1 и базальта-2 можно использовать в качестве наполнителей (мелких или крупных наполнителей) для улучшения радиационно-защитных характеристик бетонов.

4.2. Исследования радиационно-защитных характеристик природных материалов в качестве заполнителя бетона

4.2.1. Влияние размера зерен на экранирующую способность бетона

На первом этапе исследований было изучено влияние размера зерен базальта на экранирующую способность гамма-излучения. Были изготовлены три серии образцов бетонов с разным размером зерен базальта. Массовый коэффициент ослабления изготовленных бетонов постепенно увеличивался с уменьшением размера зерен базальтовых наполнителей, как показано на рисунке 4.5.

Уменьшение размера зерен наполнителя, приводит к постепенному уменьшению слоя половинного ослабления (рисунок 4.6). Слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) составляет 8,031; 7,087 и 6,027 см, при размере зерен 107; 75

и 25 мкм, соответственно. Уменьшение $\Delta_{0,5}$ связано с расстоянием между частицами бетона, как это уже обсуждалось.

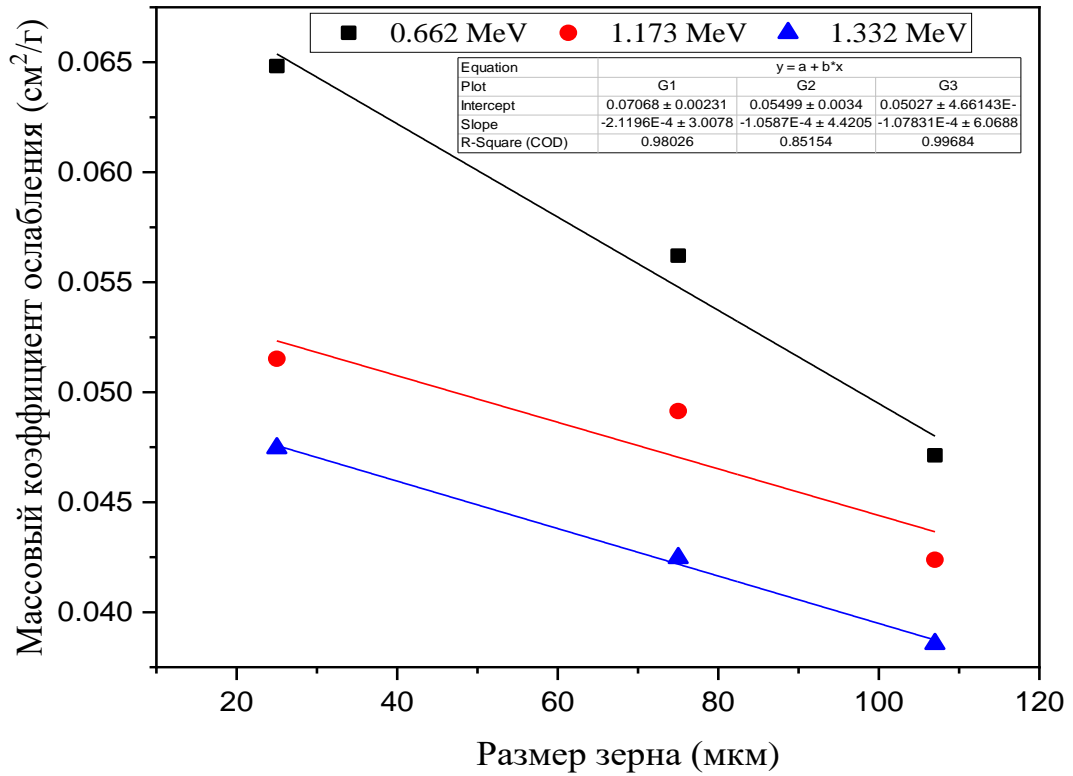


Рисунок 4.5. Влияние размеров зерен на массовый коэффициент ослабления

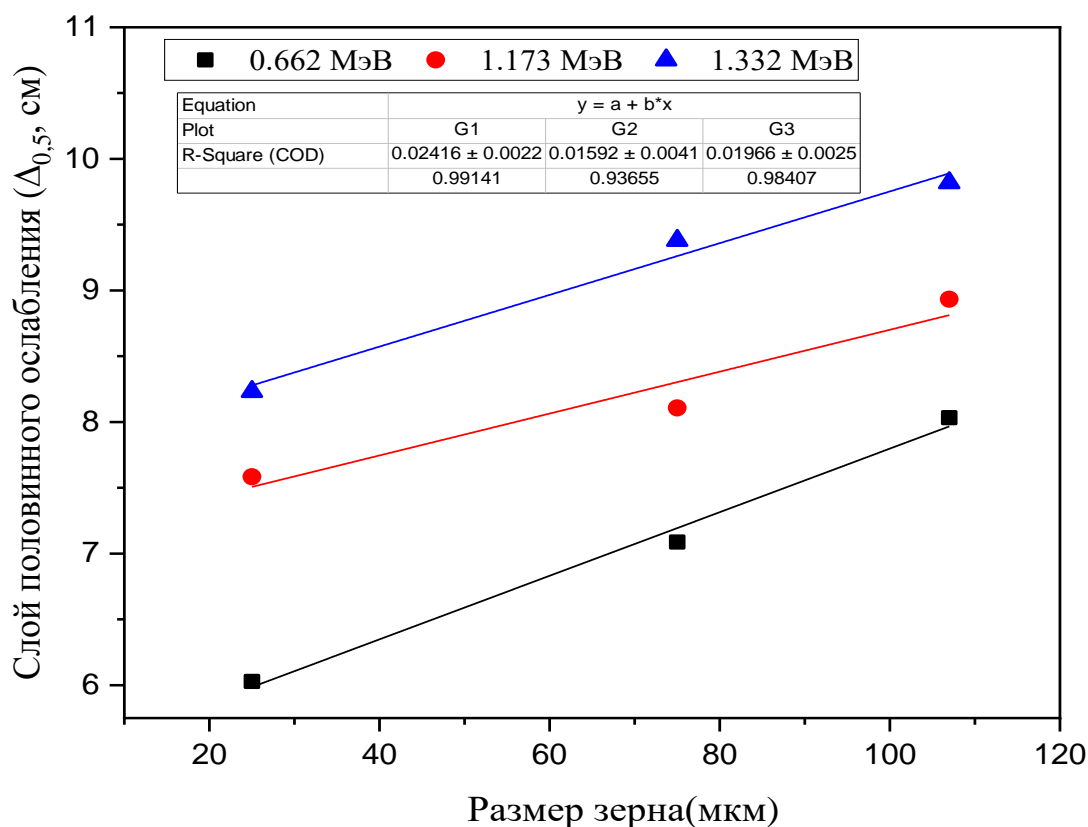


Рисунок 4.6. Зависимость слоя половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) от размера зерен базальта

4.2.2. Исследования влияния содержания базальта на экранирующие свойства бетона

В исследовании использовались измельченные базальтовые породы со средним размером зерна 25 мкм с содержанием от 0 до 100%. Как видно из рисунка 4.7, увеличение содержания базальта увеличивает массовый коэффициент ослабления, измеренный для изготовленных бетонов. Например, при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ массовый коэффициент ослабления увеличился с 0,0512 до 0,0702 см²/г, а при энергии гамма-излучения 1,332 массовый коэффициент ослабления увеличился с 0,0302 до 0,0433 см²/г, при повышении содержания базальта от 0 до 100%, соответственно. Увеличение коэффициента массового ослабления в изготовленных бетонах связано с поперечным сечением

взаимодействия для базальтовых наполнителей, которое больше, чем у цемента и песка, используемых в изготовленном бетоне.

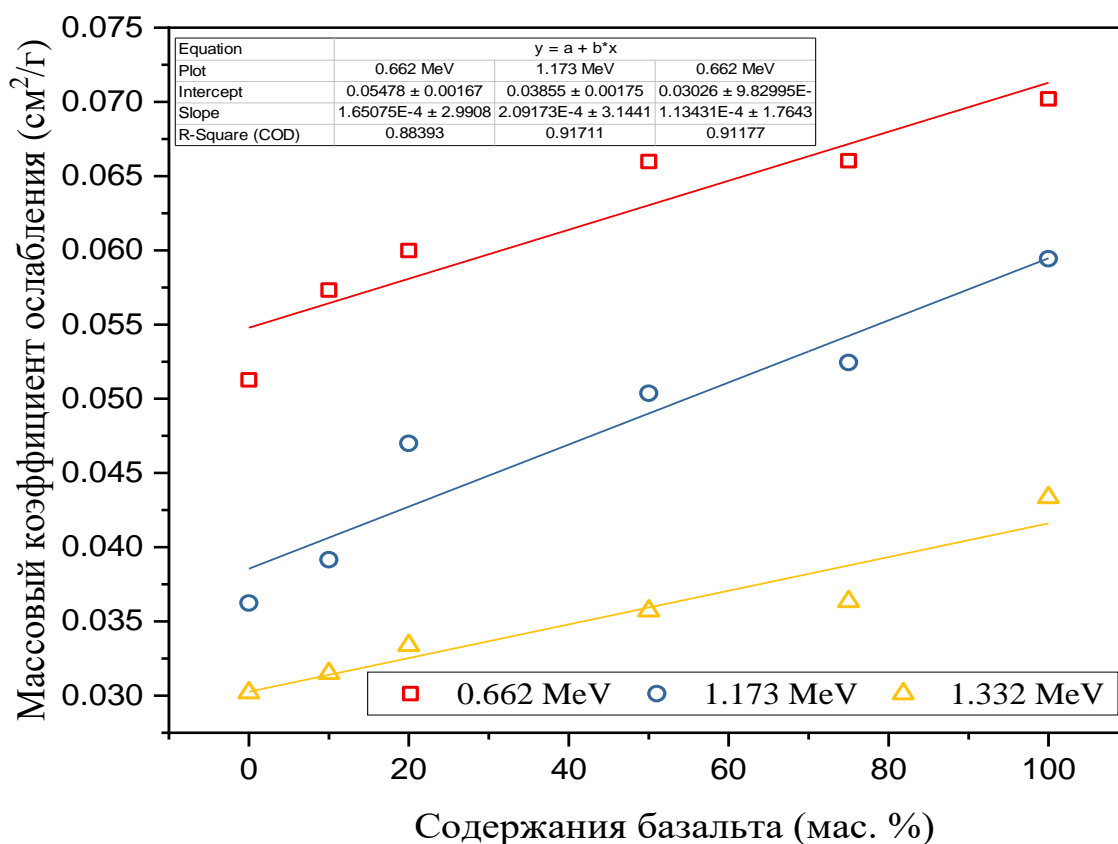


Рисунок 4.7. Изменение массового коэффициента ослабления в зависимости от содержания базальта

Значения слоя половинного ослабления в зависимости от содержания базальта представлено на рисунке 4.8. Увеличение доли базальтового наполнителя приводит к значительному уменьшению значений слоя половинного ослабления при всех изученных энергиях. Например, для гамма-излучения с энергией 0,662 МэВ значения $\Delta_{0,5}$ уменьшились с 8,60 до 5,56 см, а для высокой энергии гамма-излучения (1,332 МэВ) значения $\Delta_{0,5}$ уменьшились с 14,61 до 9,01 см, при увеличении доли базальта от 0 до 100%.

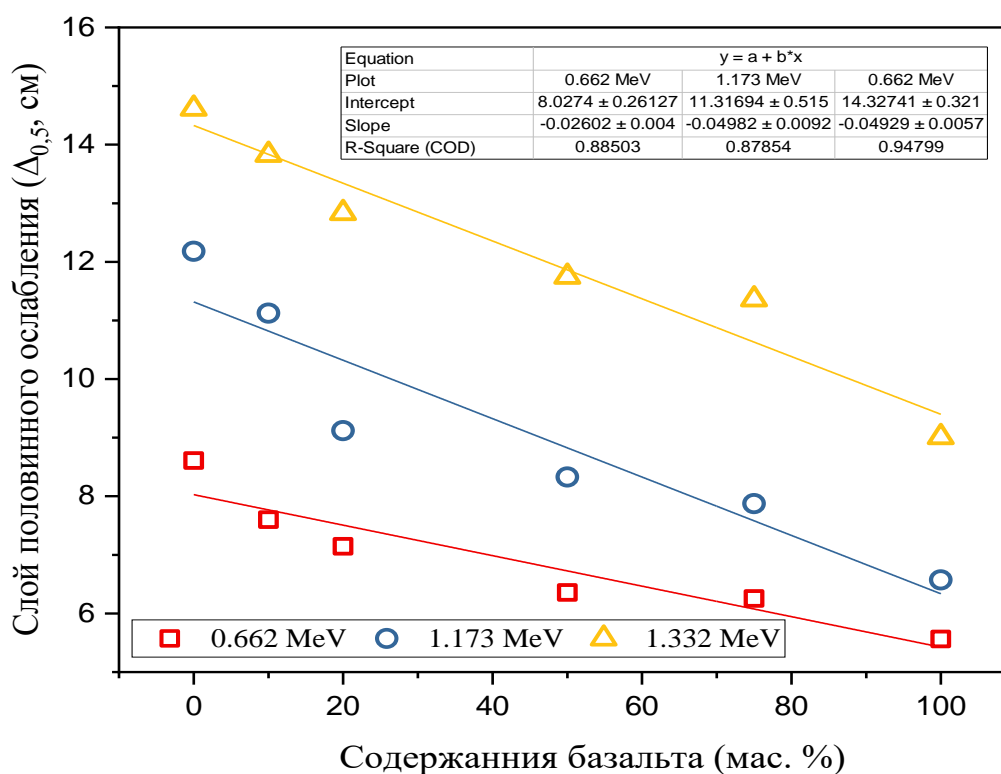


Рисунок 4.8. Зависимость слоя половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) от содержания базальта

Уменьшение значений $\Delta_{0,5}$ связано в основном с плотностью изготовленного материала, где замена песка (материал с более низкой плотностью) на базальт (плотный материал) приводит к значительному увеличению общей плотности изготовленного бетона. В результате сопротивление изготовленного бетона прохождению падающих фотонов увеличивается, что определяется с увеличением линейного коэффициента ослабления бетона и уменьшением значений $\Delta_{0,5}$.

4.2.3. Исследования влияние давления на экранирующие свойства бетона

В диссертационном исследовании изучено влияние деформации сжатия (скорости давления) на защитные параметры базальтовых бетонов. В исследованных образцах измельченный базальт составляет 100 % заполнителя, а обычная вода была заменена раствором метасиликата натрия с концентрацией 10 молярных долей, а соотношение цемента оставалось постоянным, как и в

предыдущем эксперименте, на уровне 15%. После этого бетон уплотняли при разных значениях давления от 1,01 до 142,76 кг/см² с помощью гидравлического пресса (DRAPER 10 ton with high-pressure pump 10582). Наконец значения, массового коэффициента образцов измеряли и их зависимость от разных давлений представлена на графике (рисунке 4.9)

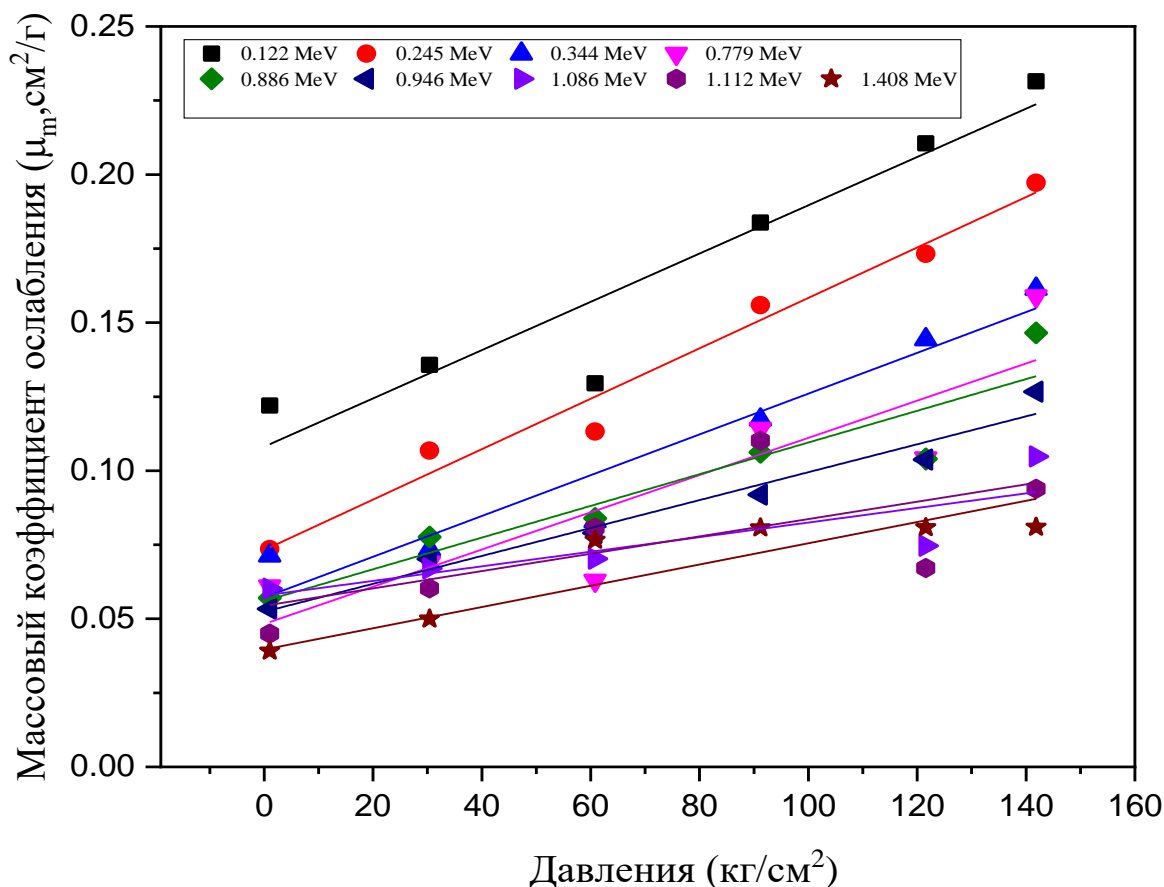


Рисунок 4.9. Изменение массового коэффициента ослабления в зависимости от приложенного давления при различных энергиях гамма-излучения

Из рисунка видно, что массовый коэффициент ослабления изготовленных образцов бетонов растет с увеличением давления. Например, при энергии гамма-излучения 0,779 МэВ массовый коэффициент ослабления увеличился с 0,061 до 0,1589 см²/г, при увеличении уровня давления с 1,01 до 142,76 кг/см² соответственно. Такое высокое увеличение экранирующей способности связано с давлением и метасиликатом натрия в воде, которая вызывает закрытие всех пор в бетонной конструкции, что также вызывает увеличение поперечного сечения

взаимодействия излучения с бетоном и как результат массовый коэффициент ослабления увеличивается.

Упомянутое увеличение значений массового коэффициента ослабления отражается на других характеристиках экранирования, таких, как слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) (рисунок 4.10).

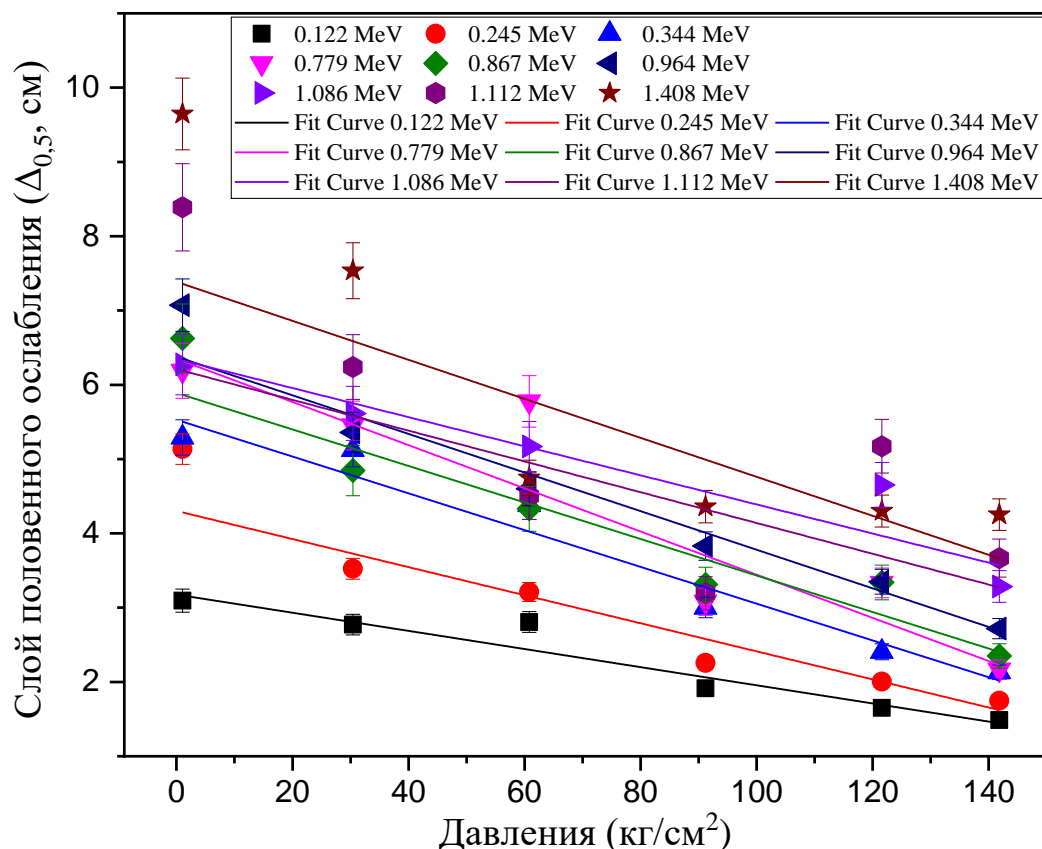


Рисунок 4.10. Изменение слоя половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) в зависимости от приложенного давления

Значения $\Delta_{0,5}$ уменьшаются с увеличением приложенного давления. Например, при энергии гамма-излучения 0,779 МэВ значения $\Delta_{0,5}$ уменьшились с 6,18 до 2,16 см, при росте давления с 1,01 до 142,76 кг/см².

4.3. Расчетно-экспериментальные исследования защитных свойств кирпичей

Армирование глины минерала диатомита отходами тяжелых металлов - еще одна модификация природных материалов для производства красных глиняных

кирпичей с подходящей защитной способностью. Эти кирпичи могут быть использованы в качестве быстровозводимой защиты при ремонте оборудования АЭС.

Коэффициент линейного ослабления изготовленных образцов кирпичей измерялся с помощью детектора HPGe в диапазоне энергий от 0,121 до 1,406 МэВ (рисунок 4.11).

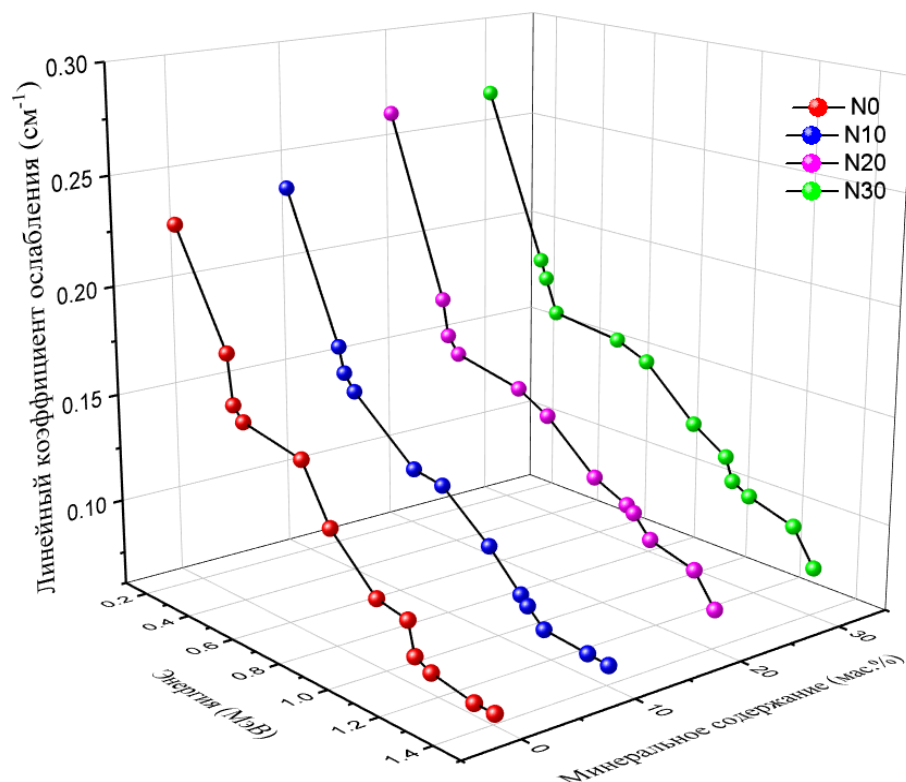


Рисунок 4.11. Изменение линейного коэффициента ослабления изготовленных кирпичей в зависимости от энергии падающего гамма-излучения и содержания тяжелых отходов в минералах

Согласно данным, представленным на рисунке 4.11, на значения коэффициента линейного ослабления влияют два основных фактора.

Первый связан с энергией падающего фотона. Наибольший линейный коэффициент ослабления достигается при 0,121 МэВ. Коэффициент линейного ослабления принимает значения 0,224; 0,233; 0,261; 0,264 см^{-1} для образцов N0, N10, N20 и N30, соответственно. Увеличение энергии гамма-квантов вызывает уменьшение значений линейного коэффициента ослабления. Это

экспоненциальное уменьшение связано с комптоновским рассеянием, поперечное сечение которого изменяется в зависимости от Z/E . Среди исследованных диапазонов энергий самый низкий коэффициент линейного ослабления достигается при энергии гамма-излучения 1,408 МэВ, где коэффициент линейного ослабления принимает значения 0,065; 0,070; 0,078 и 0,082 см^{-1} .

Вторым важным фактором является содержание тяжелых отходов, где линейный коэффициент ослабления растет с увеличением доли тяжелых отходов (рисунок 4.11). Например, при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ линейный коэффициент ослабления увеличивается в порядке 0,138; 0,121; 0,147 и 0,159 см^{-1} , при содержании тяжелых 0; 10; 20 и 30 мас.%, соответственно. Такое поведение связано с частичной заменой легкого глинистого минерала (диатомита) на плотный тяжелый наполнитель. Таким образом, общая плотность изготовленных образцов выросла, что привело к увеличению линейного коэффициента ослабления изготовленных кирпичей.

На основе измеренного линейного коэффициента ослабления был рассчитан слой половинного ослабления изготовленных кирпичей (рисунок 4.12). Слой половинного ослабления также зависит от тех же двух параметров, как и линейный коэффициент ослабления. Значение слоя половинного ослабления обратно пропорционально линейному коэффициенту ослабления, он увеличивается с ростом энергии падающего гамма-излучения и уменьшается с увеличением содержания тяжелых материалов. Например, слой половинной ослабления изготовленных кирпичей N20 увеличился с 2,659 до 8,851 см, при увеличении энергии падающего излучения 0,121 и 1,406 МэВ, соответственно. Напротив, слой половинного ослабления линейно уменьшается с 5,018 до 4,358 см, с повышенным содержанием тяжелых металлов от 0 до 30 мас.%.

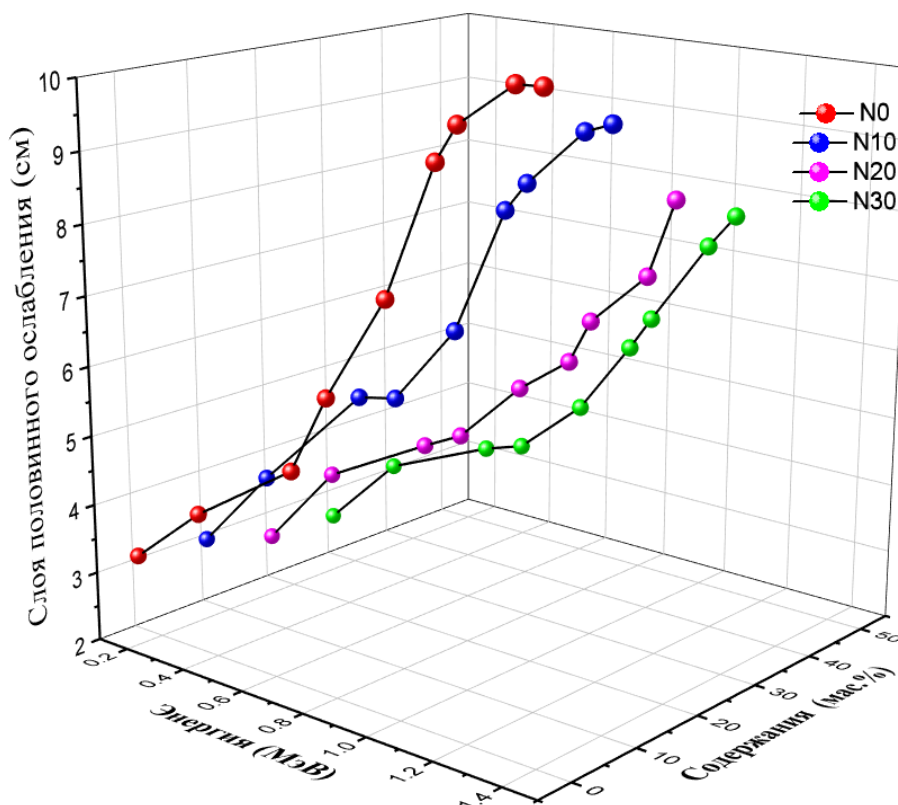


Рисунок 4.12. Изменение слоя половинного ослабления в зависимости от энергии падающего гамма-излучения и содержания тяжелых отходов

Массовый коэффициент ослабления изготовленных образцов был рассчитан на основе значений измеренной плотности и линейного коэффициента ослабления. Массовый коэффициент ослабления для двух изготовленных нами кирпичей, N0 и N10, сравнивался с массовым коэффициентом ослабления для некоторых ранее исследованных кирпичей для защиты от гамма-излучения при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ (рисунок 4.13).

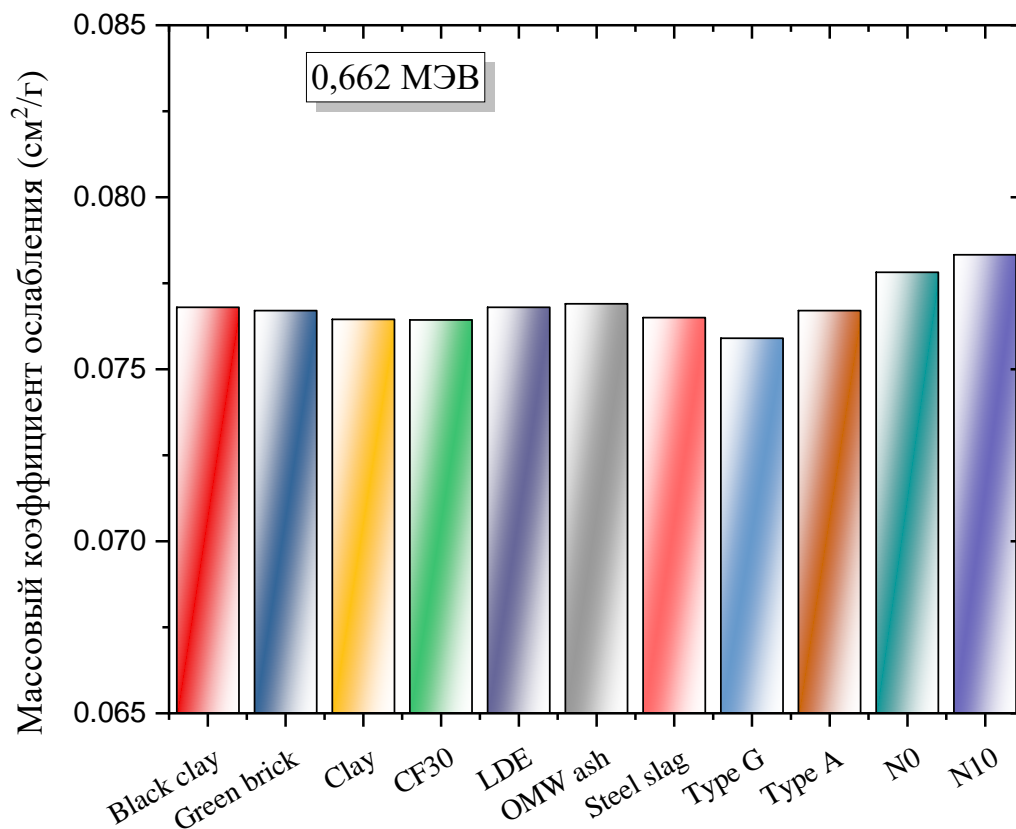


Рисунок 4.13. Сравнение массового коэффициента ослабления изготовленных кирпичей с другими образцами

Сравнение показали, что изготовленные нами кирпичи имеют массовый коэффициент ослабления 0,0778 и 0,0783 см²/г для N0 и N10 соответственно. Эти значения массового коэффициента ослабления для N0 и N10 выше, чем указанные для ранее подготовленных кирпичей Black clay; Green brick; Clay; CF30; LDE; OMW ash; steel slag; Type G; Type A с массовыми коэффициентами ослабления 0,0768; 0,0767; 0,0765; 0,0764; 0,0768; 0,0769; 0,0765; 0,0759 см²/г [210, 211].

ГЛАВА 5. ОПТИМИЗАЦИЯ СОСТАВА РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СТЕКОЛ

5.1. Боратные стекла

Стекла на основе B_2O_3 относятся к особому типу стекла, имеющему большое значение не только с технической точки зрения, но и для научного использования. Стекла на основе B_2O_3 могут использоваться во многих областях, таких как фотонные устройства, сцинтилляционные детекторы, инкапсуляция радиоактивных ядерных отходов, устройства дозиметрии и защиты от ионизирующего излучения [212–214]. Известно, что B_2O_3 имеет относительно низкую плотность. Поэтому для увеличения плотности стекол обычно используются оксиды тяжелых металлов при подготовке образцов стекла. Плотность (ρ , г/см³) - один из важнейших факторов, влияющих на радиационно-защитных свойства любого материала. Таким образом, для улучшения защитных свойств в исходные боратные стекла включают различные оксиды тяжелых металлов [91,215–221].

Оксид висмута (III) используется в оптических волокнах и керамических материалах, поскольку он может обеспечивать высокий показатель преломления в том числе при низких температурах. Кроме того, он используется в электронике, поскольку имеет высокую валентность, низкую напряженность поля и высокую поляризуемость. В ходе работы были определены оптические и физические свойства стекол с различным содержанием ионов висмута в базовом составе боратного стекла. Исследования были направлены на повышение оптической, механической, и экранирующей способности боратных стекол, легированных соединениями висмута (III).

Боратные стекла на основе висмута не токсичны и могут служить альтернативой бессвинцовым защитным материалам. Кроме того, они имеют преимущества перед обычными защитными материалами с точки зрения их

хороших защитных свойств. Эти стекла прозрачны для видимого света и имеют низкую температуру плавления (около 900-1000 °С). Высокие значения плотности и показателя преломления этих стекол повышают их востребованность во многих технических областях.

5.1.1. Боратное стекло B_2O_3 -BaO- Bi_2O_3

5.1.1.1. Оценка механических свойств

Сначала экспериментально измеряли плотность (ρ , г/см³) изготовленных стекол $60B_2O_3+(40-x)BaO+xBi_2O_3$ с помощью плотномера МН-300А с уровнем погрешности $\pm 0,001$ г/см³. На основании измеренной плотности и рассчитанных значений молекулярной массы (M_w , г/моль) для приготовленных стекол был рассчитан молекулярный объем (V_m , см³/моль). Значения ρ были увеличены с 3,148 до 3,281 г/см³, тогда как значения V_m снизились с 28,285 до 27,686 см³/моль, когда содержание Bi_2O_3 увеличилось с 0 до 5 мас.%, соответственно (таблица 5.1). Это наблюдаемое поведение связано с заменой BaO ($\rho = 5,72$ г/см³ и $M_w = 153,33$ г/моль) на Bi_2O_3 ($\rho = 8,91$ г/см³, $M_w = 465,96$ г/моль).

Таблица 5.1. Химический состав, плотность (ρ), молекулярная масса (M_w) и молярный объем (V_m) изготовленных образцов стекла.

Образец	Состав (мас.%)			Плотность (г/см ³)	M_w (г/моль)	V_m (см ³ /моль)
	B_2O_3	BaO	Bi_2O_3			
BVBi0	60	40	0	3,149	89,069	28,285
BVBi2.5	60	37,5	2,5	3,215	89,945	27,977
BVBi5	60	35	5	3,281	90,839	27,686

Полученные ранее физические параметры ρ , M_w и V_m дополняют основные концепции модели Макисима-Макинзи для прогнозирования механических характеристик производимых стекол. Для приготовленных стекол BVBi0, BVBi2.5 и BVBi5 были рассчитаны энергия диссоциации (G_i , кДж/см³), фактор упаковки (V_i ,

см³/моль) и плотность упаковки (V_i). Расчетные значения G_t , V_i и V_t приведены в таблице 5.2. Результаты показали, что при увеличении содержания Bi_2O_3 от 0 до 5 мас.% G_t немного увеличился с 72,739 до 73,322 кДж/см³. Также значения V_i линейно увеличиваются от 18,058 до 18,405 см³/моль. Незначительное увеличение значений G_t изготовленных стекол ВВВ связано с заменой BaO ($G_i = 39,5$ кДж /см³) на Bi_2O_3 с сопоставимым значением G_i , где $(G_i) Bi_2O_3 = 31,6$ кДж/см³. Изменение V_i связано с V_i соединений BaO и Bi_2O_3 , где $(V_i)_{BaO} = 9$ см³/моль и $(V_i)_{Bi_2O_3} = 26,1$ см³/моль.

Первоначальный расчет показал, что значения V_t увеличиваются в диапазоне от 0,638 до 0,638, что связано с изменением содержания Bi_2O_3 в стекле от 0 до 5 мас.%. Кроме того, предсказанные значения модулей упругости увеличиваются в диапазоне между 92,869-97,483 ГПа для модуля Юнга (Y), 71,134-77,763 ГПа для модуля большого объема (B), 36,208-37,753 ГПа для модуля сдвига (S) и 119,420 ГПа - 128,101 ГПа для продольного модуля (L). Это увеличение модуля упругости связано с увеличением V_i , а G_t связано с частичным замещением BaO соединениями Bi_2O_3 . Кроме того, такое поведение также связано с заменой некоторых связей Ba-O и BO-Ba на связи Bi-O и Bi-OB.

Таблица 5.2. Механические свойства изготовленных стекол.

Образец	Механические свойства								
	V_i (см ³ /моль)	G_t (кДж/см ³)	E (ГПа)	B (ГПа)	S (ГПа)	L (ГПа)	W	σ	H (ГПа)
ВВVi0	18 058	72 739	92 869	71 143	36,208	119,420	0,638	0,282	5,252
ВВVi2.5	18 230	73 028	95 170	74 415	36 978	123 719	0,652	0,287	5,255
ВВVi5	18,405	73 322	97483	77 763	37 753	128 101	0,665	0,291	5,259

Кроме того, на основании предсказанных значений модуля упругости были рассчитаны коэффициент Пуассона (σ) и микротвердость (H). Таблица 5.2 показывает, что σ принимает значения 0,282, 0,287 и 0,291, но H незначительно

изменяется от 5,252 до 5,259 ГПа при увеличении содержания V_2O_3 от 0 до 5 мас.% соответственно.

5.1.1.2. Оценка защитных свойств

Линейный коэффициент ослабления (μ , см^{-1}) стекла серии $60\text{B}_2\text{O}_3+(40-x)\text{BaO}+x\text{V}_2\text{O}_3$ был измерен экспериментально с использованием метода пропускания гамма-излучения. Измерения проводились с использованием энергии 662; 1173 и 1332 кэВ, испускаемых радиоизотопами Cs-137 и Co-60 (рисунок 5.1).

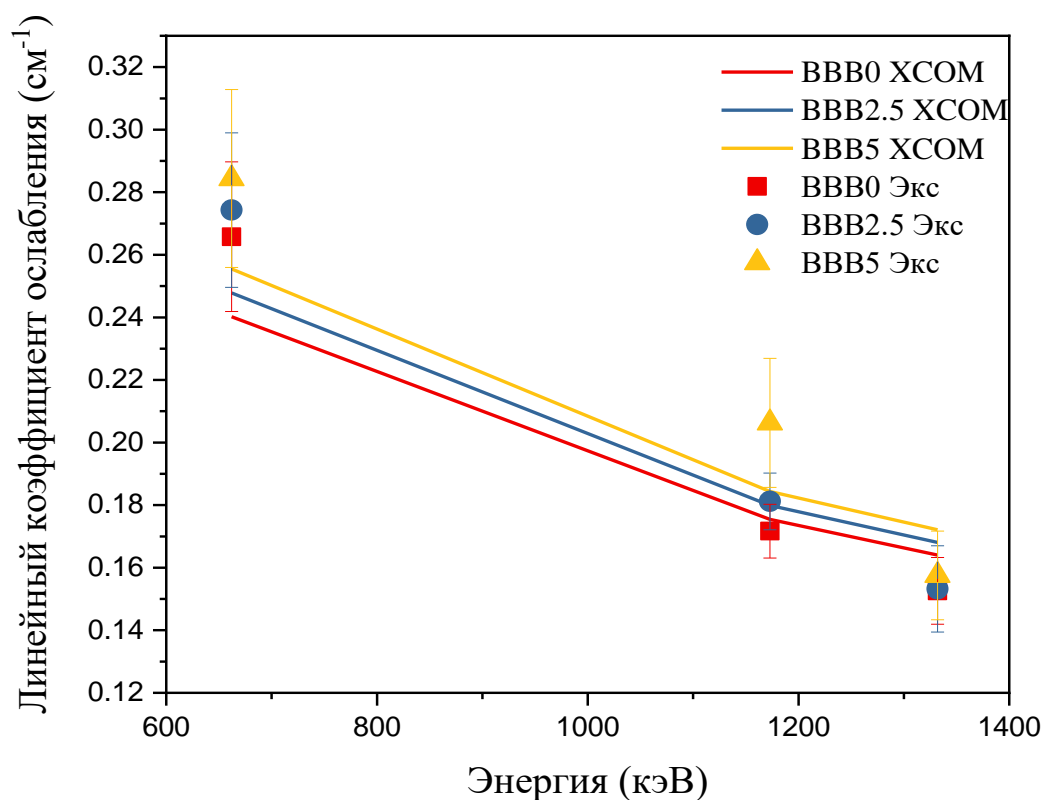


Рисунок 5.1. Зависимость линейного коэффициента ослабления изготовленных стекол от энергии γ - излучения

На μ влияет несколько факторов, таких как плотность материала, химический состав и энергия γ -излучения. Из рисунка 5.1 видно, что измеренные значения μ линейно уменьшаются с увеличением энергии гамма- излучения, в то время они растут с увеличением доли V_2O_3 . Значения μ уменьшились для ВВВ0 от 0,265 до 0,152 см^{-1} ; для ВВВ2,5 от 0,274 до 0,157 см^{-1} и для ВВВ5 от 0,284 до 0,157 см^{-1} по

мере увеличения энергии γ -излучения от от 662 до 1332 кэВ соответственно. Уменьшение обусловлено комптоновским рассеянием (КР), которое преобладает в исследованном диапазоне энергий от 662 до 1332 кэВ. Плотность материала играет важную роль в значении μ , поскольку плотные материалы обеспечивают лучшую защиту от гамма-излучения, чем более легкие. Увеличение содержания Vi_2O_3 также имеет положительное влияние на значения μ . Частичная замена BaO на Vi_2O_3 увеличивает эффективный атомный номер (Z_{eff}) и плотность стекла. Таким образом, μ возрастает с увеличением степени замещения Vi_2O_3 из-за сечения комптоновского рассеяния, где $\sigma_{\text{КР}} \propto Z_{\text{eff}}$. Значения μ увеличивались линейно от 0,265 до 0,284 см^{-1} , при увеличении Vi_2O_3 от 0 до 0,5 мас% при γ -энергии 662 кэВ, соответственно. Кроме того, μ увеличивается с 0,171 до 0,206 см^{-1} при энергии 1173 кэВ и с 0,152 до 0,157 см^{-1} при энергии 1332 кэВ.

Массовый коэффициент ослабления (μ_m , $\text{см}^2/\text{г}$) рассчитывался на основе экспериментальных значений μ_m . Экспериментальные значения μ_m были подтверждены с помощью онлайн-программного обеспечения XCOM (таблица 5.3).

Таблица 5.3. Сравнение значений массового коэффициента ослабления стекол $60\text{B}_2\text{O}_3+(40-x)\text{BaO}+x\text{Vi}_2\text{O}_3$ полученных с использованием экспериментальных измерений и теоретического метода XCOM

Энергия (МэВ)	Массовый коэффициент ослабления (μ_m , $\text{см}^2/\text{г}$)								
	ВВВ0			ВВВ2,5			ВВВ5		
	XCOM	Экс	δ (%)	XCOM	Экс	δ (%)	XCOM	Экс	δ (%)
0,662	0,076	0,084	10,656	0,077	0,085	10,694	0,078	0,087	11,304
1,173	0,056	0,055	2,145	0,056	0,056	0,705	0,056	0,063	11,909
1,332	0,052	0,048	6 967	0,052	0,048	8 860	0,052	0,048	8,479

Результаты экспериментов хорошо согласуются с результатами XCOM. Погрешность δ (%) между результатами измерений и результатами XCOM находилась в диапазоне $\pm 10\%$ для всех стекол при разных энергиях фотонов. Указанная разница обусловлена многими факторами, связанными с

инструментальной частью. Кроме того, исходный химический состав немного изменился в процессе плавления, что повлияло на величину δ (%) между экспериментальными и теоретическими оценками. Например, соединение V_2O_3 превращается в VO_3 и VO_4 с разными ослабляющими свойствами $\mu_m = 0,07545 \text{ см}^2/\text{г}$ для соединения V_2O_3 , а для соединений VO_4 и VO_3 - $0,0764$ и $0,0761 \text{ см}^2/\text{г}$.

На рисунке 5.2 представлены значения слоя половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) для стекол $60V_2O_3+(40-x)BaO+xV_2O_3$, полученные на основе измеренных значений линейного коэффициента ослабления при трех значениях энергии γ -излучения $0,662$; $1,173$ и $1,332$ МэВ. Слой половинного ослабления зависит от энергии фотонов, плотности материала и химического состава (содержания V_2O_3).

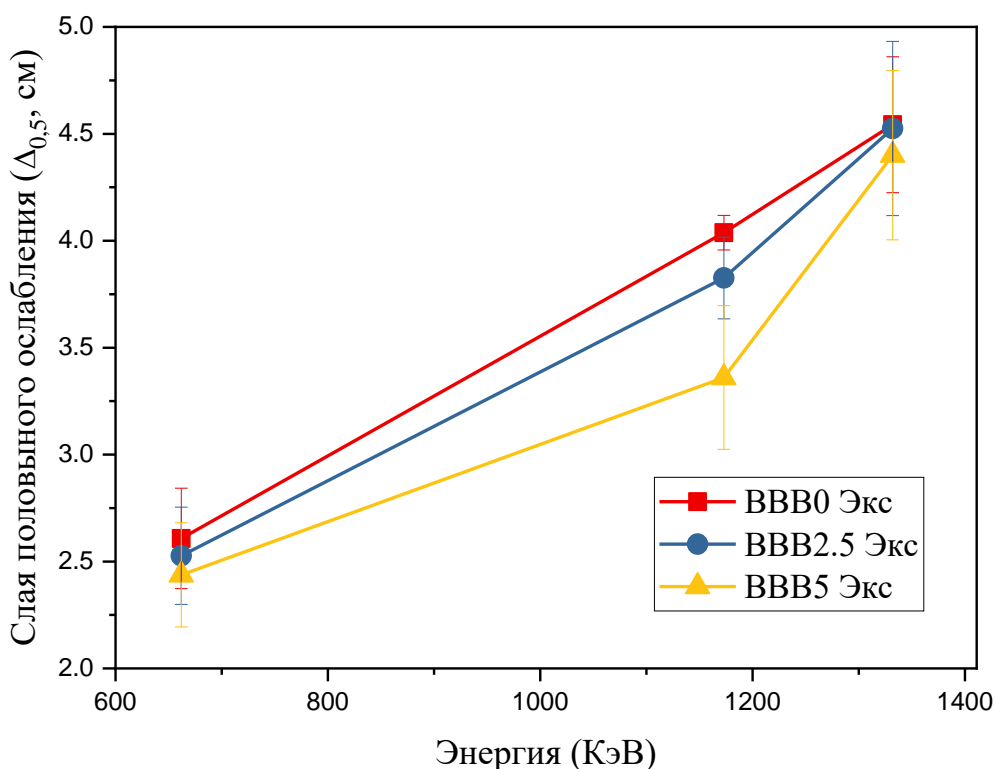


Рисунок 5.2. Слой половинного ослабления $\Delta_{0,5}$ (см) образцов стекла при различных энергиях

Что касается энергии фотона, то слой половинного ослабления линейно увеличивается с энергией, принимает значения $2,526$; $3,825$ и $4,524$ см (для BBB2,5) при энергиях гамма-излучения $0,662$; $1,173$ и $1,332$ МэВ, соответственно. Увеличение энергии фотона вызывает заметное уменьшение волнового числа (λ) падающего фотона, где ($E=h\nu=hc/\lambda$). В результате увеличивается проникающая

способность входящих фотонов, что связано со значительным уменьшением количества взаимодействий фотонов с атомами.

Повышение содержания Bi_2O_3 в изготовленных стеклах увеличивает распределение тяжелых атомов висмута внутри стекла, и вероятность взаимодействия фотонов увеличивается. Значения $\Delta_{0,5}$ составляют 2,607; 2,526 и 2,437 см (при энергии 662 кэВ) для стекол с содержанием Bi_2O_3 0; 2,5 и 5 мас.%, соответственно. Наблюдаемое уменьшение значений слоя половинного ослабления в зависимости от содержания Bi_2O_3 имеет линейный характера из-за комптоновского рассеяния. Значения $\Delta_{0,5}$ обратно пропорционально Z_{eff} стекла.

Рассчитанные толщины изготовленного стекла, эквивалентные 1 и 5 см чистого свинца представлены на рисунке 5.3.

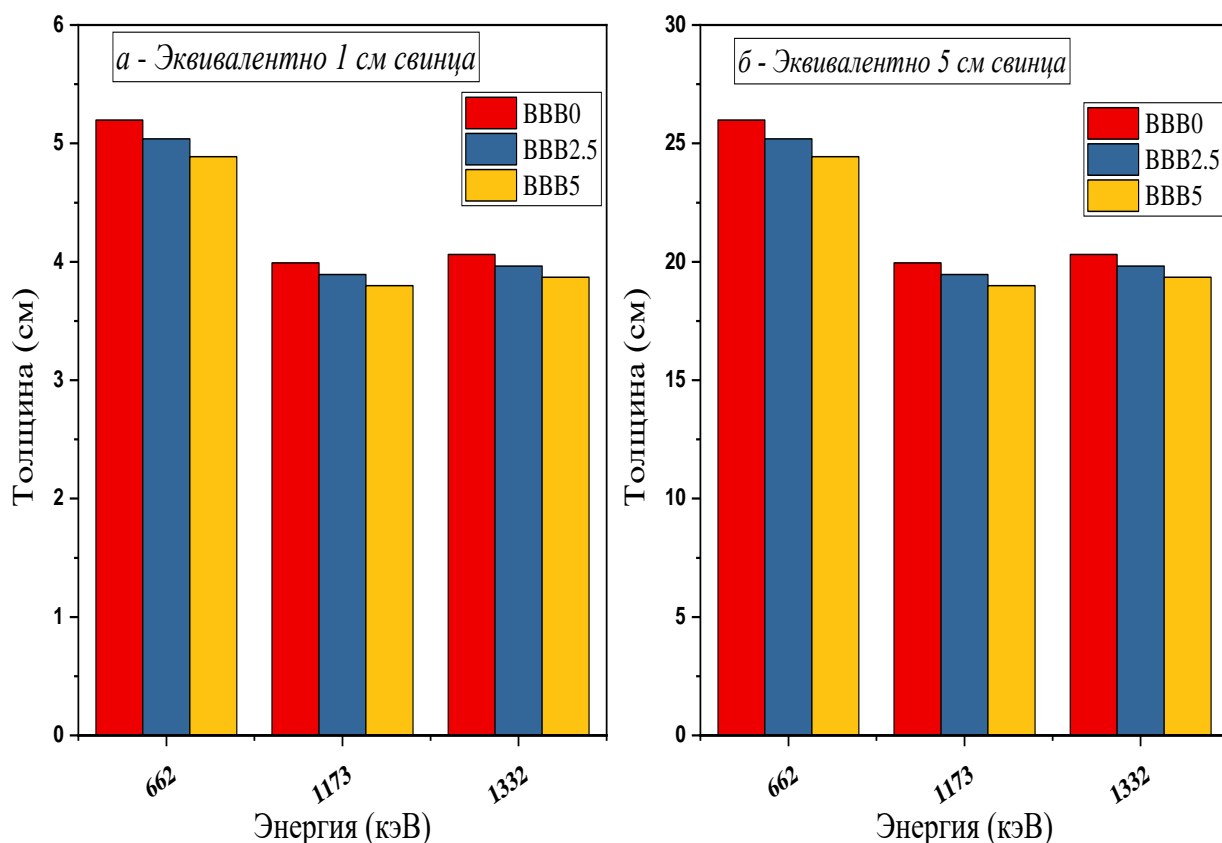


Рисунок 5.3. Толщина образцов эквивалентная 1 см свинца (а), и 5 см свинца (б)

Точечные значения, эквивалентные 1 см свинца (рисунок 5.3 а), составляют 5,198; 5,038 и 4,886 см при 662 кэВ для образцов BBB0, BBB2.5 и BBB5. Они составляют 5,038; 3,892 и 3,963 см для стекла BBB2,5 при энергиях 662; 1173 и 1332

кэВ, соответственно. Ранее упомянутые результаты показывают, что эквивалентная толщина (Δ_{eq}) уменьшается с увеличением падающей энергии.

5.1.2. Стеклянная система $\text{La}_2\text{O}_3\text{-BaO-V}_2\text{O}_3\text{-V}_2\text{O}_5\text{-Bi}_2\text{O}_3$

5.1.2.1. Механические свойства

Для улучшения механических и защитных свойств исследованной ранее стекляннной системы была изготовлена новая стекляннная система, также основанная на соединении $\text{BaO-V}_2\text{O}_3\text{-Bi}_2\text{O}_3$, как обсуждалось ранее в разделе 5.1.1.2, но в нее были добавлены соединения La_2O_3 и V_2O_5 . Новую стекляннную систему можно описать химической формулой $(65-x) \text{V}_2\text{O}_3\text{-}20\text{V}_2\text{O}_5\text{-}10\text{BaO}\text{-}5\text{La}_2\text{O}_3\text{-}x\text{Bi}_2\text{O}_3$. В исследовании предыдущей системы основной вывод заключался в том, что замена BaO на Bi_2O_3 приводит к улучшению механических свойств исследуемых образцов. Таким образом, в системе стекла $\text{La}_2\text{O}_3\text{-BaO-V}_2\text{O}_3\text{-V}_2\text{O}_5\text{-Bi}_2\text{O}_3$ концентрация BaO поддерживается постоянной на более низком уровне - 10 мол.%. Затем было изучено влияние замены V_2O_3 на Bi_2O_3 на механические и радиационно-защитные свойства стекол. Добавление V_2O_5 помогает улучшить механические свойства, в то время как добавление La_2O_3 с постоянной концентрацией 5 мол.% направлено на улучшение оптических свойств изготовленного стекла. Как показано в таблице 5.4, первый образец без Bi_2O_3 (BVBL0) имеет более высокие значения модуля упругости и микротвердости по сравнению с первой системой $\text{BaO-V}_2\text{O}_3\text{-Bi}_2\text{O}_3$. Но эти высокие механические характеристики начали постепенно снижаться с заменой V_2O_3 на Bi_2O_3 . Микротвердость снизилась с 5,39 до 4,95 ГПа, когда содержание V_2O_3 уменьшилось с 65 до 50 мол.%, в то же время содержание Bi_2O_3 увеличилось в стекле от 0 до 15% мол. Это снижение механических свойств в основном связано с частичной заменой связей В-О с энергией диссоциации (G_t) 82,8 кДж/см³ на связи Bi-O , которые имеют более низкую энергию диссоциации ($G_t = 31,6$ кДж/см³).

Таблица 5.4. Механические свойства стекол $\text{La}_2\text{O}_3\text{-BaO-B}_2\text{O}_3\text{-V}_2\text{O}_5\text{-Bi}_2\text{O}_3$

Образец	Механические свойства								
	V_i ($\text{см}^3/\text{моль}$)	G_t ($\text{кДж}/\text{см}^3$)	E (ГПа)	B (ГПа)	S (ГПа)	L (ГПа)	W	σ	H (ГПа)
BVBL0	22,96	74,96	97,68	76,38	37,95	126,98	0,65	0,29	5,39
BVBL3	23,12	73,42	92,38	69,74	36,11	117,88	0,63	0,28	5,31
BVBL6	23,28	71,89	87,85	64,41	34,51	110,43	0,61	0,27	5,23
BVBL9	23,44	70,35	83,90	60,03	33,11	104,17	0,60	0,27	5,14
BVBL12	23,60	68,82	80,39	56,35	31,85	98,81	0,58	0,26	5,05
BVBL15	23,76	67,28	77,24	53,20	30,70	94,13	0,57	0,26	4,95

Несмотря на снижение модуля упругости и механических свойств изготовленного стекла, механические характеристики изготовленных стекол (BVBL0-BVBL6) все еще остаются высокими по сравнению с первой стеклянной системой $\text{BaO-B}_2\text{O}_3\text{-Bi}_2\text{O}_3$. Этот результат говорит о том, что концентрация V_2O_5 сильно влияет на механические свойства стеклянных систем, где уменьшение концентрации V_2O_5 составляет менее 59 мол.% (≈ 30 мас.%). В результате механические свойства стекол-дублеров стали ухудшаться по сравнению с $\text{BaO-B}_2\text{O}_3\text{-Bi}_2\text{O}_3$.

5.1.2. 2. Оценке радиационно-защитных свойств

Используя моделирование с помощью метода Монте-Карло и программное обеспечение Phy-X/PSD, для образцов BVBL0-BVBL15 были оценены значения μ_m при 12 различных значениях энергии гамма-излучения в диапазоне от 0,015 МэВ до 15 МэВ (таблица 5.5). Из таблицы видно что, результаты моделирования и Phy-X/PSD хорошо согласуются друг с другом. Разница значения полученных двумя методами, была оценена с использованием формулы:

$$\delta (\%) = \left| \frac{(R_S - R_T)}{R_S} \right| \times 100 \quad (5.1)$$

где R_S – значения μ_m , полученные с использованием моделирования методом Монте-Карло, R_T - значения μ_m , полученные с использованием Phy-X/PSD программы.

Таблица 5.5. Разница ($\delta, \%$) между значениями, смоделированными и полученными с помощью Phy-X/PSD

Энергия (МэВ)	Погрешность ($\delta, \%$)					
	BVBL0	BVBL3	BVBL6	BVBL9	BVBL12	BVBL15
0,015	0,133	0,127	0,100	0,051	0,058	0,062
0,03	0,657	0,379	0,253	0,176	0,157	0,137
0,1	9,512	9,301	8,124	5,578	1,850	5,851
0,3	0,870	0,760	0,688	0,315	0,301	0,264
0,5	0,972	0,890	0,828	0,366	0,402	0,432
0,8	0,995	0,922	0,863	0,318	0,353	0,380
1	1,817	2,118	2,356	2,013	2,246	2,440
3	1,313	1,242	1,186	0,587	0,627	0,659
5	1,256	1,099	0,979	0,323	0,334	0,341
8	1,289	1,066	0,906	0,208	0,207	0,207
10	1,328	1,076	0,892	0,175	2,230	0,169
15	1,389	1,087	0,878	0,139	0,134	0,130

Максимальное значение δ , составляет менее 10%, что подтверждает достоверность определения массового коэффициента ослабления методом Монте-Карло для стекла с содержанием Bi_2O_3 .

Значения μ для стекол BVBL0-BVBL15 в зависимости от энергии гамма-излучения представлены на рисунке 5.4.

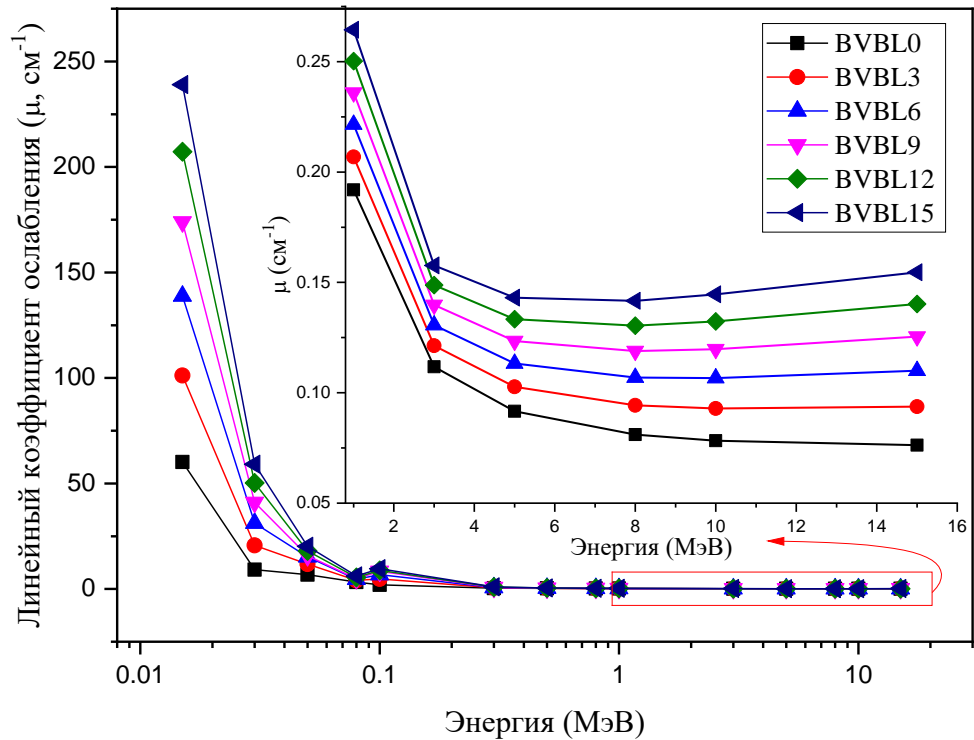


Рисунок 5.4. Изменение линейного коэффициента ослабления образцов стекол в зависимости от энергии падающего гамма-излучения.

Видно значительное уменьшение μ с увеличением энергии (от 0,015 до 0,3 МэВ). Это означает, что стекла, производимые в настоящее время, более эффективны в защите от излучения между этими низкими энергиями. Так, значение μ при 0,015 МэВ для BVBL0 составляет $60,205 \text{ см}^{-1}$ и уменьшается до $0,372 \text{ см}^{-1}$ при 0,3 МэВ. Для BVBL3 значения μ при этих двух энергиях составляют 101,198 и $0,509 \text{ см}^{-1}$ соответственно. Поведение значений μ для изготовленных стекол связано с двумя основными факторами. Первый - это зависимость фотоэлектрического эффект (ФЭ) от энергии фотона, где сечения ФЭ прямо пропорционально $E^{-3,5}$. Второй фактор - это зависимость фотоэлектрического сечения от эффективного атомного номера стекла (Z_{eff}). Мы видим, что μ имеет высокие значения при 0,015 МэВ, а затем быстро падает под действием этих двух факторов. При $E > 0,3 \text{ МэВ}$ μ продолжает постепенно уменьшаться с увеличением энергии, но со скоростью, меньшей, чем уменьшение, наблюдаемое в первом диапазоне энергий. Например, μ для образца BVBL0 при 0,5 МэВ составляет $0,275 \text{ см}^{-1}$, и это значение становится

0,192 см⁻¹ при 1 МэВ. Также для BVBL3 μ при 0,5 и 1 МэВ составляет 0,321 и 0,207 см⁻¹ соответственно. Самый низкий μ для всех образцов наблюдается при 15 МэВ (от 0,076 до 0,155 см⁻¹), что означает, что меньшее количество фотонов может быть поглощено при этой энергии стеклами BVBL0-BVBL15 из-за образования пар (ОП).

На рисунке 5.5 видно что, увеличение содержания Vi_2O_3 приводит к увеличению значений μ стекол.

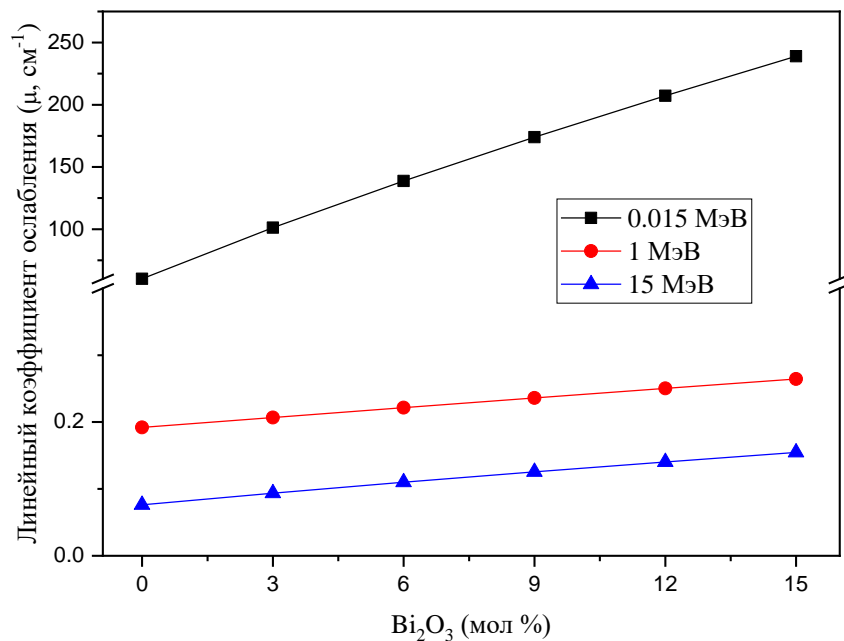


Рисунок 5.5. Изменение линейного коэффициента ослабления в зависимости от концентрации Vi_2O_3 в изготовленных стеклах.

На рисунке 5.5 зависимость между значениями μ и концентрацией Vi_2O_3 проиллюстрирована только для трех энергий, но результаты для других энергий аналогичны результатам, найденным для этих трех энергий.

Коэффициент пропускания (КП, %) является важным параметром для характеристик ослабления излучения и широко используется исследователями радиационной защиты для более глубокого понимания защитных свойств исследуемой среды [215, 222]. Коэффициент пропускания представляет собой отношение количества фотонов, которые прошли через образец к общему количеству фотонов, испускаемых источником (закон Ламберта-Бера):

$$\text{Коэффициент пропускания} = \frac{I}{I_0} = \exp(-\mu \times x) \quad (5.2)$$

В этой работе для каждого стекла были выбраны толщины ($x= 1, 2, 3, 4, \text{ и } 5$ см). Коэффициент пропускания (рисунок 5.6) представлен на графике (рисунок 5.6, а) в зависимости от энергии для стекла толщиной 3 см и в зависимость от толщины стекла при 1 МэВ (рисунок 5.6, б). Можно сделать вывод, что увеличение энергии от 0,015 до 15 МэВ привело к резкому увеличению коэффициент пропускания (КП). Для фиксированной толщины (рисунок 5.6, а), минимальное значения КП для всех стекол соответствует энергии 0,015 МэВ, т.е. стекла имеют хорошие характеристики экранирования гамма-излучения при этой энергии. На рисунке 5.6, а видно что КП экранирование ухудшается с увеличением энергии фотонов, где наименьшая способность ослабления наблюдается при $E=15$ МэВ, а КП находятся в диапазоне 62,90-79,55% для образца с $x = 3$ см.

По результатам оценки КП для разных концентраций V_2O_3 и V_iO_3 мы обнаружили, что добавление V_iO_3 уменьшает КП (другими словами, улучшает характеристики экранирования), как показано на рисунке 5.6, б. Например, при 1 МэВ образец BVBL0 (стекло баз V_iO_3) с $x = 1$ см КП имеет значение 82,54%, а BVBL15 (стекло с 15 мол.% V_iO_3) с той же толщиной - 76,76%. На практике это означает, что если стекло BVBL0 с $x = 1$ см подвергается воздействию излучения с энергией 1 МэВ, это стекло может поглощать только 17,46% излучения (большинство фотонов пройдет через этот образец). В то же время стекло BVBL15 может поглощать около 23,24% фотонов. Это улучшение объясняется заменой В на V_i . Следовательно, стекло BVBL15 может использоваться для защиты от излучения в данном диапазоне энергий.

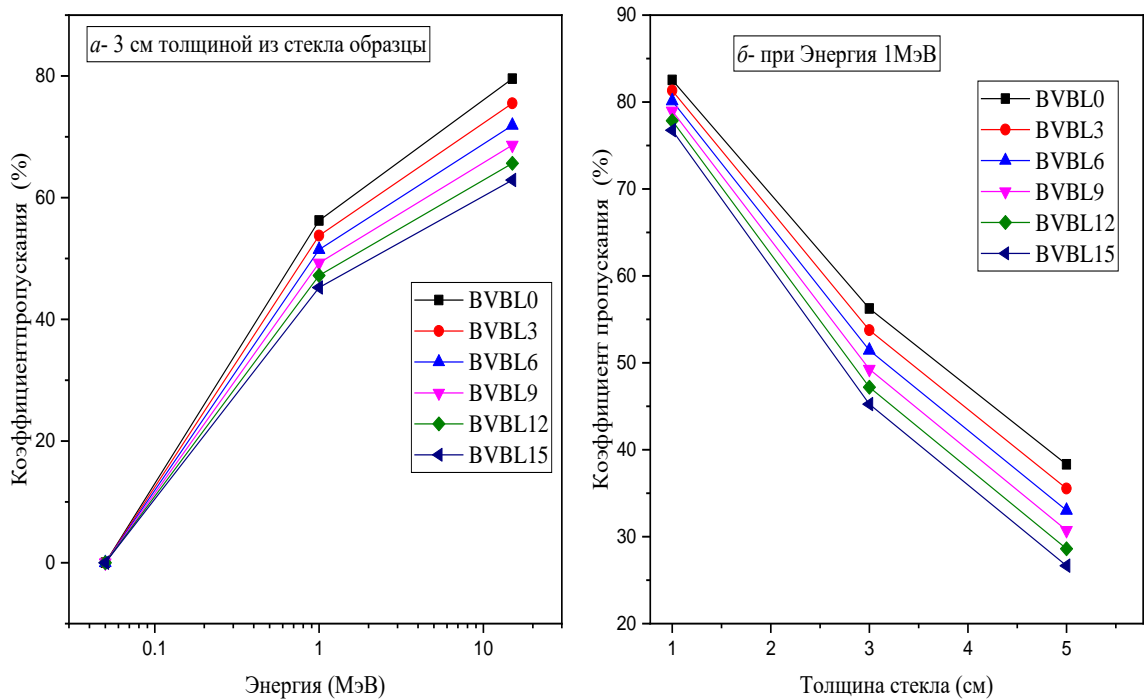


Рисунок 5.6. Изменение коэффициент пропускания в зависимости от энергии гамма-излучения (а) и толщины стекла (б)

5.1.3 Стекла́нная система $P_2O_5-B_2O_3-Vi_2O_3-10Li_2O-ZrO_2$

5.1.3.1. Механические свойства

Для подтверждения важности B_2O_3 для механических свойств стекла, была изготовлена еще одна (третья) стеклянная система, с составом $(40-x)P_2O_5-30B_2O_3-20Vi_2O_3-10Li_2O-xZrO_2$. В этой стеклянной системе концентрация B_2O_3 была снижена до 30 мол.% (≈ 12 мас.%) и оставалась постоянной. Также был добавлен P_2O_5 , который выполняет роль вторичного стеклообразователя. Концентрация P_2O_5 варьировалась от 40 до 35 мол.% ($\approx 32,60$ и $28,73$ мас.%). Концентрация Vi_2O_3 также поддерживалась постоянной на уровне 20 мол.% (≈ 53 мас.%). Данные, представленные в таблице 5.6, показали, что данная стеклянная система имеет самый низкий модуль упругости и механические свойства по сравнению с предыдущими первой и второй стеклянными системами. Микротвердость

увеличилась с 3,74 до 3,88 ГПа, при замещении P_2O_5 соединением ZrO_2 . Также, при замене увеличиваются модули упругости и энергия диссоциации. Это связано с заменой связи P-O с энергией диссоциации 28,2 кДж/см³ связью Zr-O с более высокой энергией диссоциации ($G_t = 111,9$ кДж/см³) в структуре стекла.

Таблица 5.6. Механические свойства образцов $P_2O_5-B_2O_3-Bi_2O_3-10Li_2O-ZrO_2$

Образец	Механические свойства								
	V_i (см ³ /моль)	G_t (кДж/см ³)	E (ГПа)	B (ГПа)	S (ГПа)	L (ГПа)	W	σ	H (ГПа)
PBBLZ0	26,18	50,23	53,92	34,73	21,72	63,69	0,536	0,241	3,74
PBBLZ1	25,98	51,06	56,46	37,46	22,60	67,61	0,552	0,248	3,78
PBBLZ2	25,78	51,90	60,21	41,91	23,88	73,76	0,580	0,260	3,81
PBBLZ3	25,59	52,74	65,98	49,52	25,81	83,94	0,625	0,277	3,82
PBBLZ4	25,39	53,37	70,26	55 290	27,27	91,65	0,655	0,288	3,85
PBBLZ5	25.20	54,41	74,10	60,55	28,59	98,67	0,680	0,296	3,88

5.1.3.2. Исследование защитных свойств

Значения μ , определенные для образцов стекол в зависимости от энергии гамма-излучения и содержания ZrO_2 , представлены на рисунке 5.7. Как видно из рисунка 5.7, самые высокие значения μ наблюдаются при $E = 0,015$ МэВ и находятся в диапазоне от 207,112 до 274,834 см⁻¹. Напротив, самые низкие значения μ соответствует энергии гамма-излучения 15 МэВ. Их значения варьируются в диапазоне 0,134-0,178 см⁻¹ для стекол PBBLZ0-PBBLZ5. Уменьшение значений μ с ростом энергии падающего гамма-излучения связано с типом взаимодействия гамма-излучение с атомами стекла, как обсуждалось ранее. Также наблюдается аномальное увеличение значений μ около $E = 0,088$ МэВ. Это увеличение связано с К- краями поглощения, для Bi .

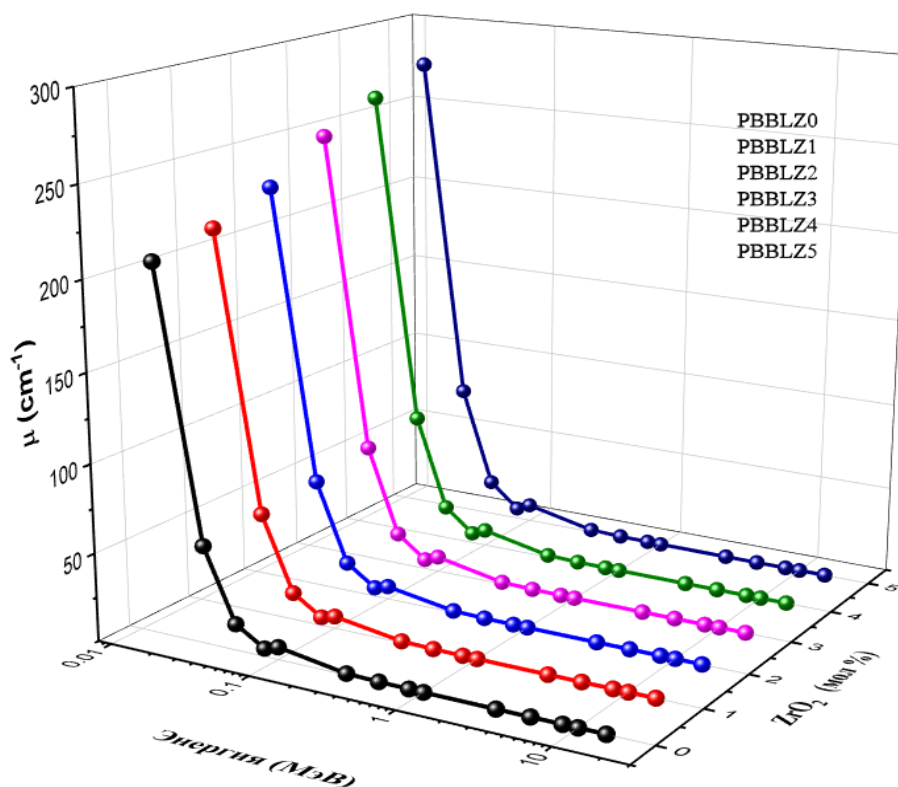


Рисунок 5.7. Изменение линейного коэффициента ослабления образцов стекол в зависимости от энергии гамма-квантов и содержания ZrO_2

Частичная замена P_2O_5 соединением ZrO_2 также существенно влияет на значения μ . Вероятность взаимодействия гамма-излучения с веществом прямо пропорциональна Z_{eff}^{4-5} , Z_{eff} и Z_{eff}^2 для ФЭ; КР и ОП, соответственно. Наибольшее изменение значений μ наблюдалось при низкой энергии гамма-излучения (область ФЭ). В указанном интервале энергий значения μ уменьшались от $207,112 \text{ cm}^{-1}$ до $0,134 \text{ cm}^{-1}$ для PBBLZ0 без ZrO_2 . В то же время для PBBLZ5 с 5 мол.% ZrO_2 , значения μ уменьшились от $274,831$ до $0,178 \text{ cm}^{-1}$, при увеличении энергии падающего гамма-излучения от 0,015 до 15 МэВ. Значения μ показали постепенный рост с увеличением концентрации ZrO_2 , где соотношения значения μ соответствует $\mu(\text{PBBLZ0}) < \mu(\text{PBBLZ1}) < \mu(\text{PBBLZ2}) < \mu(\text{PBBLZ3}) < \mu(\text{PBBLZ4}) < \mu(\text{PBBLZ5})$.

Коэффициент пропускания падающего гамма-излучения был рассчитан при фиксированных значениях энергии (0,5; 1 и 15 МэВ) для различных толщин изготовленных стекол (рисунок 5.8).

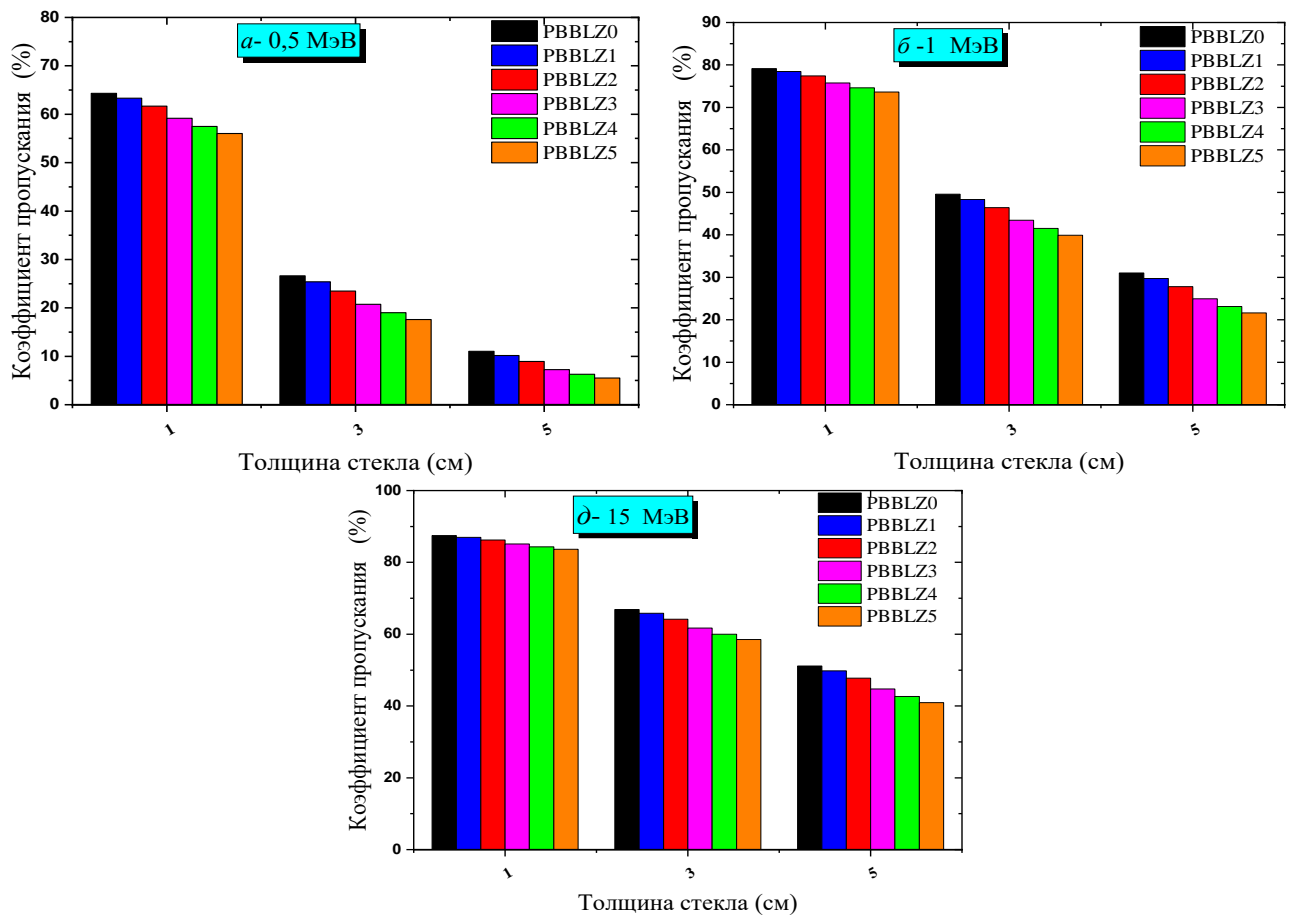


Рисунок 5.8. Изменение коэффициента пропускания в зависимости от толщины изготовленного стекла и энергии гамма-излучения

Было обнаружено, что рассчитанные значения КП зависят от трех параметров. Первый параметр - это толщина стекла. Коэффициент пропускания постепенно уменьшался при увеличении толщины стекла при всех энергиях гамма-излучения. Самый высокий КП был обнаружен для наиболее низкой толщины (1 см), в то время как более низкий КП для большей толщины стекла (5 см). Так, при энергии гамма-излучения 0,5 МэВ КП для образца PBBLZ0 уменьшился с 64,34 до 11,02 %, При увеличении толщины стекла с 1 до 5 см соответственно. Увеличение толщины стекла вызывает рост количества столкновений между фотонами и атомами внутри стекла. Таким образом, входящие фотоны теряют большую часть своей энергии внутри стекла. Вторым параметром - энергия проходящего гамма-излучения. Как видно из рисунка 5.8, КП постепенно увеличивается с ростом энергии гамма-излучения при фиксированной толщине стекла. Например, КП увеличивается с

64,34 до 87,43%, при увеличении энергии входящих гамма-излучения с 0,5 до 15 МэВ для образца стекла PBBLZ0 толщиной 1 см.

Повышение энергии гамма-излучения приводит к уменьшению длины волны и увеличению проникающей способности гамма-излучения, что отрицательно сказывается на значениях коэффициента пропускания.

Третий параметр - влияние химического состава (типа стекла). Коэффициент передачи уменьшается при замене P_2O_5 с низкой плотностью ($2,39 \text{ г/см}^3$) на ZrO_2 с более высокой плотностью ($5,68 \text{ г/см}^3$). При фиксированной энергии гамма-квантов (например, 0,5 МэВ) и толщине стекла (1 см) наблюдалось постепенное уменьшение КП с увеличением концентрации ZrO_2 . Например, КП снизился с 64,34 до 56,03% с увеличением содержания ZrO_2 от 0 мол.% (PBBLZ0) до 5 мол.% (PBBLZ5). Введение ZrO_2 увеличивает плотность производимого стекла, что приводит к большему поглощению проходящего гамма-излучения.

5.1.4. Оценка экранирующей способности боратных стекол с добавками висмута

На рисунке 5.9 показано сравнение линейного коэффициента ослабления всех изготовленных стекол для выбора стекла с лучшими защитными характеристиками. Так видно из рисунка 5.9, наименьшее значение μ ($0,189 \text{ см}^{-1}$) соответствует образцу стекла ВВВ0 60 мас.% B_2O_3 +40 мас.% ВаО ($\approx 73,5 \text{ мол.}\% B_2O_3 + 23,5 \text{ мол.}\% ВаО$) при энергии гамма-излучения 1 МэВ.

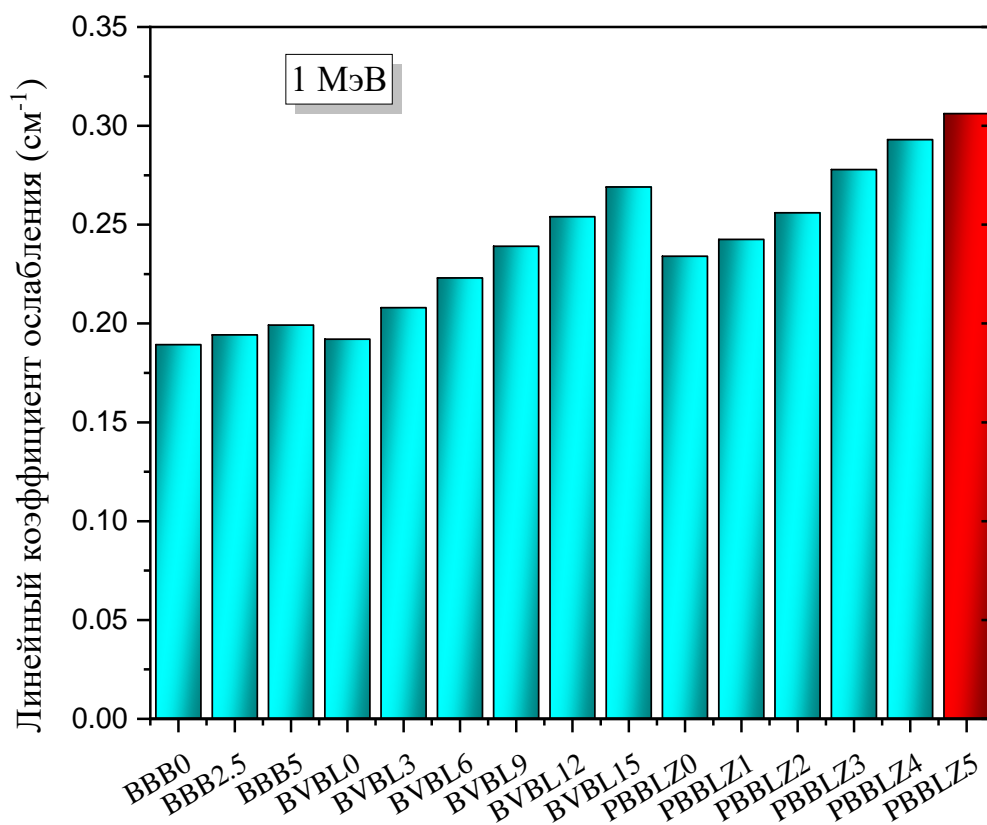


Рисунок 5.9. Сравнение значения линейного коэффициента ослабления изготовленных стекол при энергии гамма-излучения 1 МэВ

Коэффициент линейного ослабления для всех модифицированных образцов увеличивается с ростом содержания Bi_2O_3 до максимального значения μ для образца, PBBLZ5 с химическим составом $35\text{P}_2\text{O}_5+5\text{ZrO}_2+30\text{B}_2\text{O}_3+20\text{Bi}_2\text{O}_3+10\text{Li}_2\text{O}$. Максимальный μ составляет $0,295 \text{ см}^{-1}$. Это высокое значения μ связано с концентрацией Bi_2O_3 , которая составляет 20 мол.% (≈ 53 мас.%) для образца стекла PBBLZ5. Хотя образец PBBLZ5 имеет самый высокий коэффициент линейного ослабления по сравнению с другими стеклами, он имеет более низкие механические свойства по сравнению с системами стекла $\text{V}_2\text{O}_3\text{-BaO-Bi}_2\text{O}_3$ и $\text{P}_2\text{O}_5\text{-B}_2\text{O}_3\text{-Bi}_2\text{O}_3\text{-10Li}_2\text{O-ZrO}_2$, как упоминалось ранее. С другой стороны, в этой работе рекомендуется, чтобы стеклянная система состояла из $\text{La}_2\text{O}_3\text{-BaO-B}_2\text{O}_3\text{-V}_2\text{O}_5\text{-Bi}_2\text{O}_3$ (особенно образцы BVBL12 и BVBL15), чтобы иметь как подходящие экранирующие, так и механические свойства, где линейный коэффициент

ослабления указанного стекла принимает значения 0,248 и 0,262 см^{-1} , а микротвердость этих стекол составляет 5,05 и 4,95 ГПа

Для оценки экранирующих свойств исследованных образцов стекла, линейный коэффициент ослабления сравнивался с некоторыми коммерческими стеклами, производимым SCHOTT AG [223], RS 253 G18; RS 323 G19; RS 360 и RS520 (рисунок 5.10).

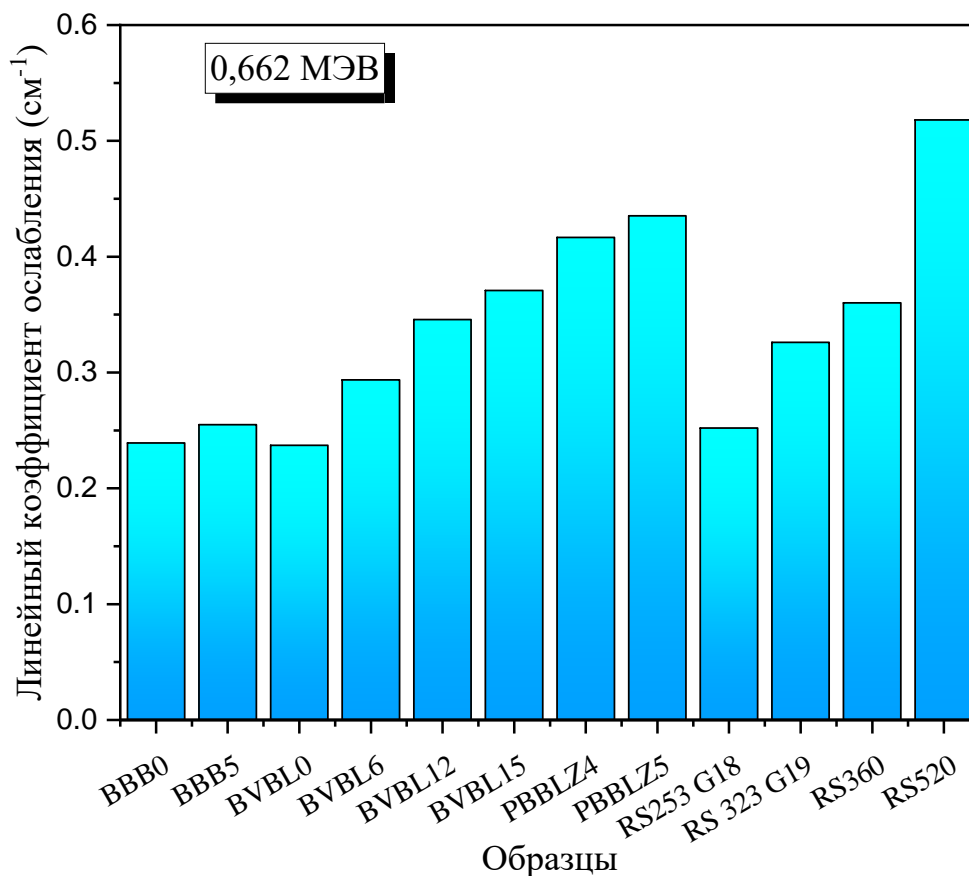


Рисунок 5.10. Сравнение значений линейного коэффициента ослабления изготовленных стекол и некоторых образцов промышленного стекла при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ

Промышленные защитные стекла производятся на основе оксида свинца (PbO) в качестве модификатора, за исключением стеклянного материала RS 253 G18. Промышленные образцы стекла RS 323 G19; RS 360 и RS 520 по химическому составу содержат около 33; 45 и 71 мас.% PbO . Плотность коммерческих стекол варьируется от 2,52 до 5,18 $\text{г}/\text{см}^3$. С другой стороны, изготовленные стекла в настоящем исследовании с максимальной добавкой Bi_2O_3 представляют собой

образец PBBLZ5, который содержит около 20 мол.% (≈ 53 мас.%) Bi_2O_3 . Плотность изготовленных стекол с содержанием Bi_2O_3 варьировалась от 3,148 до 4,672 г/см³ для стекол BBV0 и PBBLZ5, соответственно. На рисунке 5.10 представлены значения μ для образцов стекла BVBL 12, BVBL15; PBBLZ4 и PBBLZ5 с содержанием Bi_2O_3 35,11; 40,84; 53,60 и 53. 63 мас.%.

Значения μ составляет 0,345; 0,370; 0,4165 и 0,435 см⁻¹, что выше, чем μ для коммерческих RS 253 G18; Rs 323 G19 и RS 360, для которых μ составляет 0,19; 0,28 и 0,32 см⁻¹ при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ. В то же время, линейный коэффициент ослабления для всех изготовленных образцов стекла ниже, чем для коммерческого стекла RS 520, который составляет 0,50 см⁻¹ при 0,662 МэВ. Таким образом, результаты исследования показывают, что изготовленные стекла, содержащие Bi_2O_3 , могут быть использованы в качестве альтернативы стеклам с PbO. В отличие от свинцовых стекол, стекла из Bi_2O_3 нетоксичны и экологически безопасны.

5.2. Оценка экранирующей способности и стоимости всех изготовленных стекол

5.2.1. Линейный коэффициент ослабления стекла

5.2.1.1. Боратные стекла

В диссертаций работе были рассмотрены более 90 образцов стекла на основе боратов, изготовлены при различных температурах плавления. Указанные образцы различаются химическим составом. Коэффициент линейного ослабления (μ , см⁻¹) для всех образцов оценивался с использованием метода пропускания узкого луча γ -излучения экспериментально или с использованием моделирования методом Монте-Карло. В некоторых случаях, когда не было возможности проверить экспериментальные измерения использовалось моделирование методом Монте-Карло и теоретические расчеты с помощью

программ, таких как (XCOM, Phy-X / PSD и VXCOR). Оценка коэффициентов линейного ослабления была проведена для энергий гамма-излучения 0,662; 1,173 и 1,332 МэВ, испускаемых Cs-137 и Co-60. В ряде случаев, оценка проводилась в диапазоне энергии гамма-излучения от 0,015 до 15 МэВ. На рисунке 5.11 показаны значения μ для изготовленных боратных стекол при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ. Среди изготовленных образцов боратных стекол наилучшая поглощающая способность ($\mu=0,913 \text{ см}^{-1}$), достигнута для образца стекла G5 с химическим составом $20\text{B}_2\text{O}_3+50\text{Bi}_2\text{O}_3+30\text{PbO}$ и плотностью $7,8 \text{ г/см}^3$.

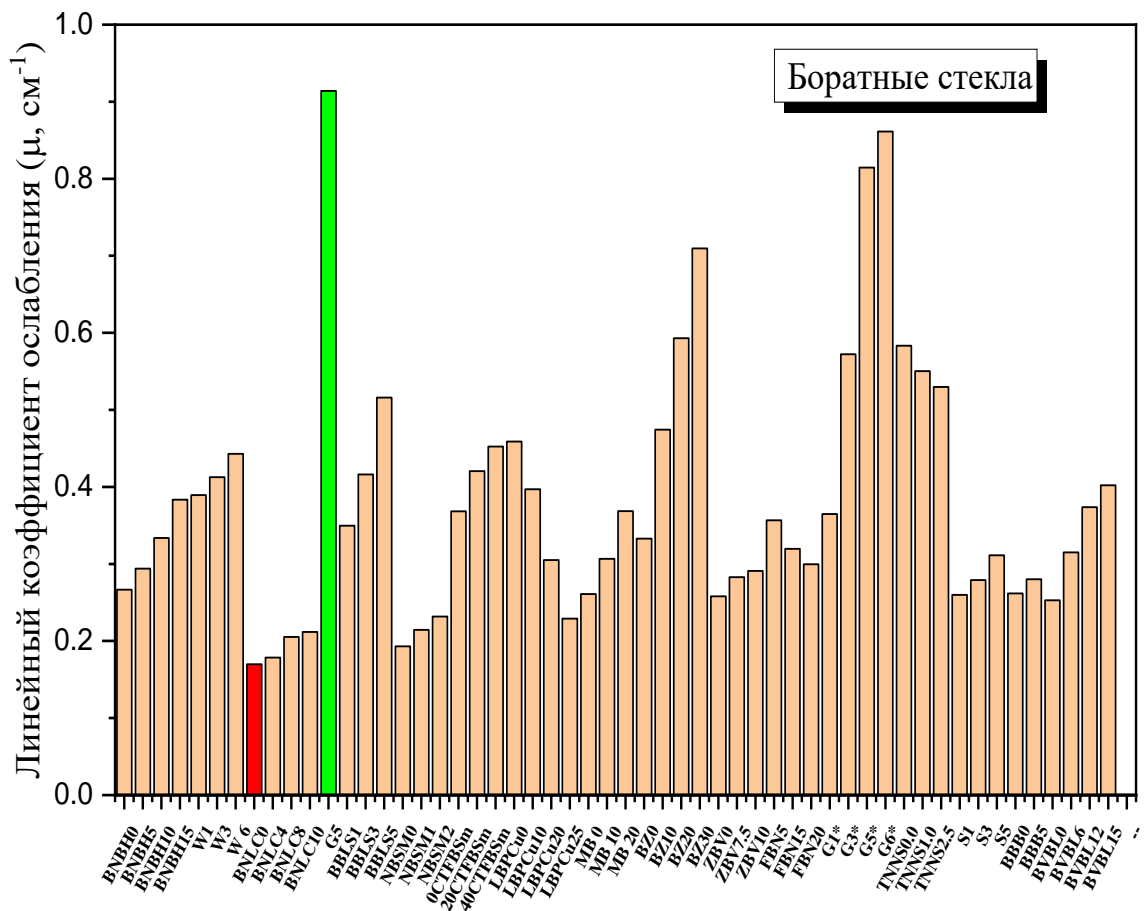


Рисунок 5.11. Линейный коэффициент ослабления боратных стекол при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ

С другой стороны, самое низкое значения μ составляет $0,1697 \text{ см}^{-1}$ для образца BNLC0 с химическим составом $81,81\text{B}_2\text{O}_3+13,8\text{Na}_2\text{O}+4,39\text{Li}_2\text{O}$ и плотностью $2,158 \text{ г/см}^3$. Высокие значения μ образца G5 связаны с высоким содержанием соединений Bi_2O_3 и PbO . Содержание $\text{Bi}_2\text{O}_3+\text{PbO}$ в изготовленном

стекле G5 составляет около 80 мас.%, а низкие значения μ для BNLC0 обусловлены небольшой плотностью соединения B_2O_3 и Li_2O , которые составляют около 85% от состава стекла. В таблице 5.7 видно, что среднее значение μ для стекол на боратной основе составляет около $0,379 \text{ см}^{-1}$.

5.2.1.2. Силикатные стекла

Около 40 образцов стекол на силикатной основе были изготовлены также методом расплава, но при более высоких температурах, чем для других систем стекла (борат, теллурид и фосфат). Значения μ для изготовленных стекол на силикатной основе оценивали с использованием ранее упомянутых методов.

На рисунке 5.12 представлены значения μ изготовленных стекол на силикатной основе при энергии гамма-излучения $0,662 \text{ МэВ}$.

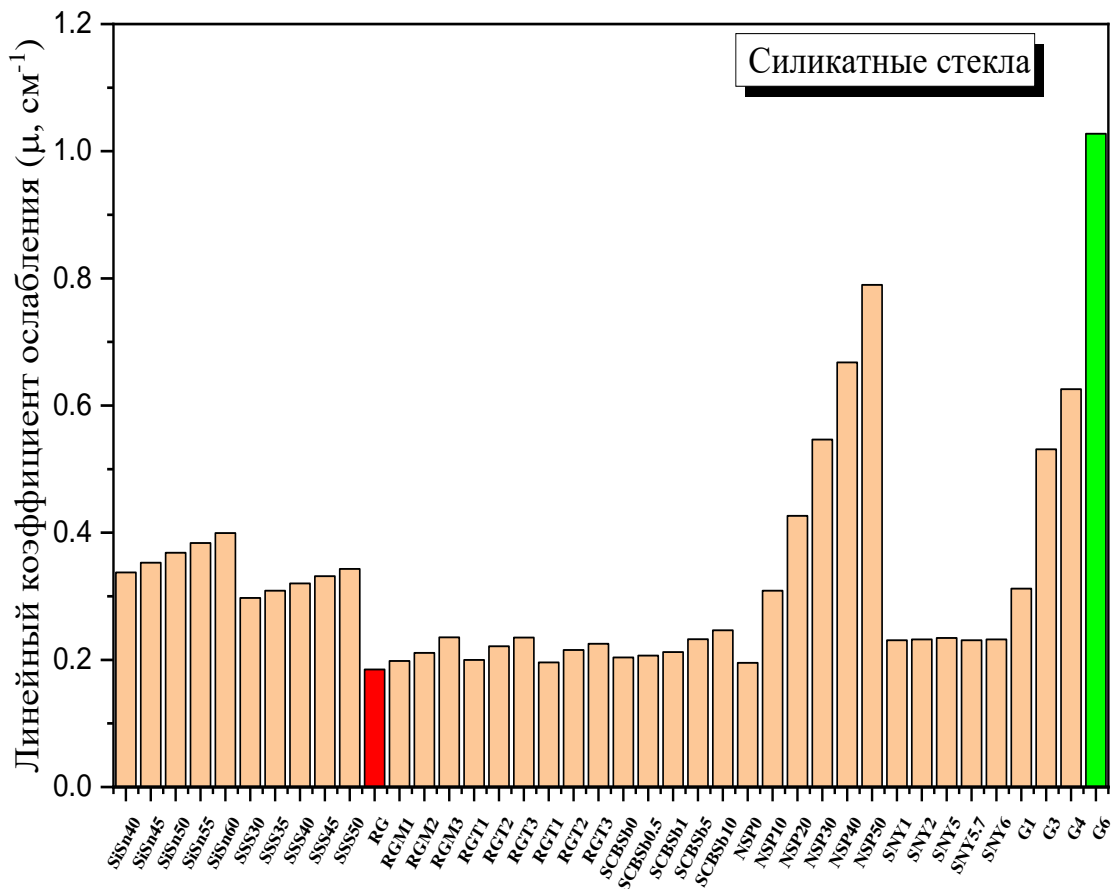


Рисунок 5.12. Линейный коэффициент ослабления силикатных стекол при энергии гамма-излучения $0,662 \text{ МэВ}$

Видно, что максимальное значение μ составляет $1,027 \text{ см}^{-1}$ (окрашено в зеленый цвет) для образца стекла G6 с химическим составом $55\text{Bi}_2\text{O}_3+35\text{PbO}+10\text{Si}_2\text{O}$.

Образец обладает высокой поглощающей способностью благодаря высокой плотности ($\rho = 8,5 \text{ г/см}^3$) и высокому содержанию $\text{Bi}_2\text{O}_3+\text{PbO}$, где соотношение $\text{Bi}_2\text{O}_3+\text{PbO}$ составляет около 90 мас.% от общего химического состава стекла. Среди исследованных силикатных стекол минимальное значение μ составляет $0,184 \text{ см}^{-1}$, для образца стекла RG плотностью $2,727 \text{ г/см}^3$ с составом $13,8\text{Na}_2\text{O}+4\text{MgO}+1,7\text{Al}_2\text{O}_3+71\text{SiO}_2+8\text{CaO}+0,017\text{TiO}_2+0,05\text{Fe}_2\text{O}_3$. Относительно легкие соединения, входящие в состав изготовленного стекла RG, являются причиной низких значений μ . Среднее значение μ для изготовленных стекол на силикатной основе находится в диапазоне $0,3314 \text{ см}^{-1}$. В общем, среднее значение μ стекла на силикатной основе ниже, чем рассчитанное для упомянутых ранее стекол на боратной основе.

5.2.1.3. Теллуритовые стекла

На рисунке 5.13 представлены значения μ для 33 стекол на основе теллурита при энергии γ -излучения $E = 0,662 \text{ МэВ}$. Видно, что минимальное значение μ составляет $0,290 \text{ см}^{-1}$, соответствующее образцу TVS0 (окрашен в красный цвет). Плотность стекла TVS0 составляет $3,71 \text{ г/см}^3$, а химический состав $36,9\text{TeO}_2+63,1\text{V}_2\text{O}_5$. Стекла на основе теллурита обладают относительно высокой плотностью и поглощающей способностью по сравнению с другими стеклами (боратными, силикатными и фосфатными). Эта высокая экранирующая способность связана с соединением TeO_2 , которое является основой теллуритных стекол и обладающих высокой плотностью.

К сожалению, стоимость изготовления стекол этого типа выше, чем другие типы, поэтому его применение в экранировании ограничено. Максимальное значение μ , полученное в настоящем исследовании, составляет $0,600 \text{ см}^{-1}$, для образца стекла VTZT6 (выделено зеленым цветом) с плотностью $6,465 \text{ г/см}^3$ и

химическим составом $62,6\text{TeO}_2+22,8\text{Bi}_2\text{O}_3+1,6\text{ZnO}+13\text{Ta}_2\text{O}_5$. Среднее значение μ для теллуритных стекол составляет $0,425\text{ см}^{-1}$, что выше, чем у силикатных стекол и стекол на боратной основе.

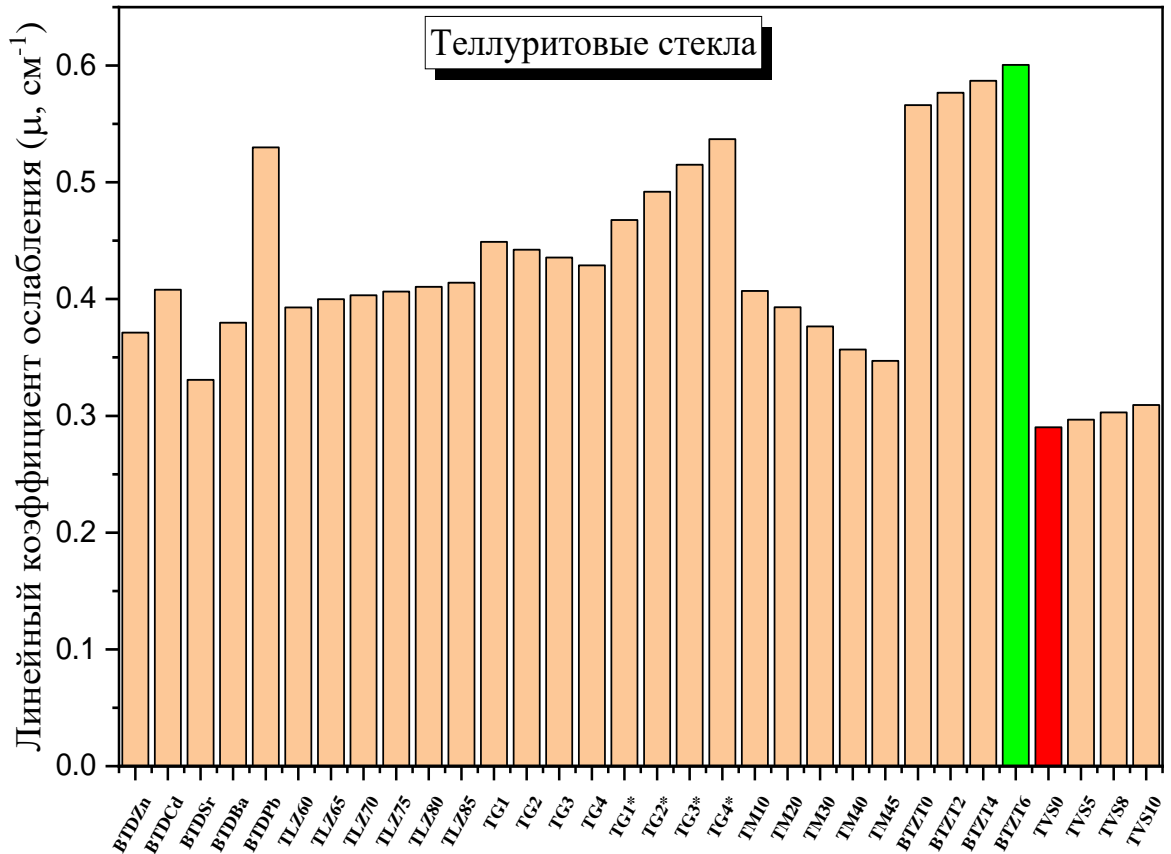


Рисунок 5.13. Линейный коэффициент ослабления теллуритовых стекол при энергии гамма-излучения $0,662\text{ МэВ}$

5.2.1.4. Фосфатные стекла

Последнюю серию исследованных образцов представляют стекла на основе фосфата, в которых определены значения μ для 48 различных образцов (рисунок 5.14). Максимальное значение μ составляет $0,532\text{ см}^{-1}$, для образца стекла PPZNV0 (выделено зеленым цветом).

Образец PPZNV0 имеет плотность $5,53\text{ г/см}^3$ и химический состав $40\text{P}_2\text{O}_5+40\text{PbO}+10\text{ZnO}+10\text{Na}_2\text{O}$. Минимальное значение μ составляет $0,220\text{ см}^{-1}$,

для образца VPB8, который имеет химический состав $54,1V_2O_5+42,3P_2O_3+2,7B_2O_3$ с плотностью $2,812 \text{ г/см}^3$ (выделено красным цветом). Среднее значение μ составляет $0,376 \text{ см}^{-1}$, что ниже, чем у теллуритных стекол, но выше, чем у стекол на силикатной основе, и близко к стеклам на боратной основе.

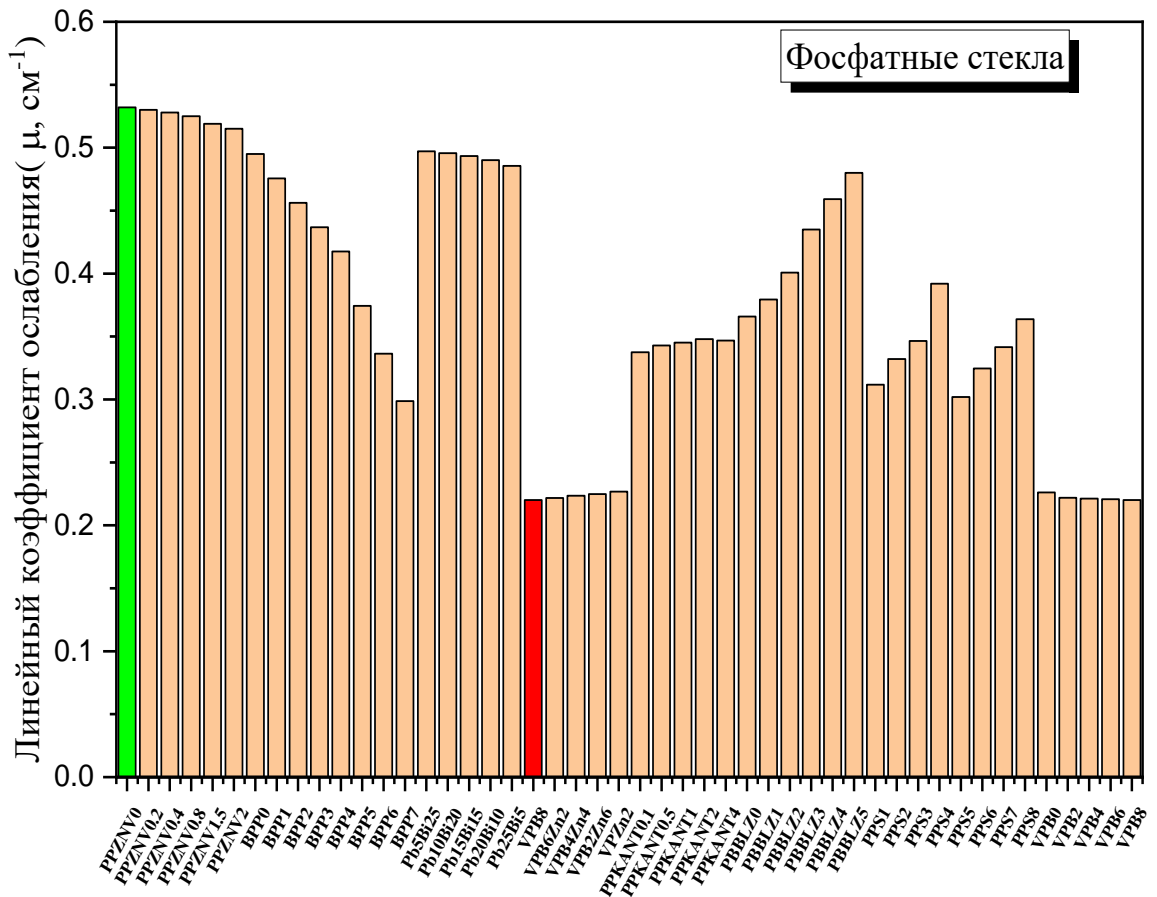


Рисунок 5.14. Линейный коэффициент ослабления фосфатных стекол при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ

5.2.2. Слой половинного ослабления и стоимость исследуемых стекол

Половинный слой ослабления - это толщина изготовленных образцов, способная снизить интенсивность проходящая гамма-излучения вдвое от его исходного значения. Он определяется на основании измеренного линейного коэффициента ослабления изготовленных материалов, где $\Delta_{0,5} \text{ (см)} = \ln(2)/\mu$. Значение $\Delta_{0,5}$ оценивали для всех изученных стекол на боратной, силикатной,

фосфатной и теллуридной основе. Известно, что лучшие материалы для защиты от гамма-излучения имеют более высокие значения μ и более низкие значения $\Delta_{0,5}$.

5.2.2.1. Боратные стекла

Из рисунка 5.15 видно, что среди рассчитанных $\Delta_{0,5}$ для стекол на основе боратов образец G5 имеет наиболее низки значение $\Delta_{0,5}$ ($\approx 0,758$ см) при $E = 0,662$ МэВ. Это обусловлено более высоким содержанием PbO и Bi_2O_3 . Высокие концентрации PbO и Bi_2O_3 вызвали значительное увеличение плотности изготовленного стекла, молекулярной массы и эффективного атомного номера, создавая высокое ослабления-проходящено гамма-излучения.

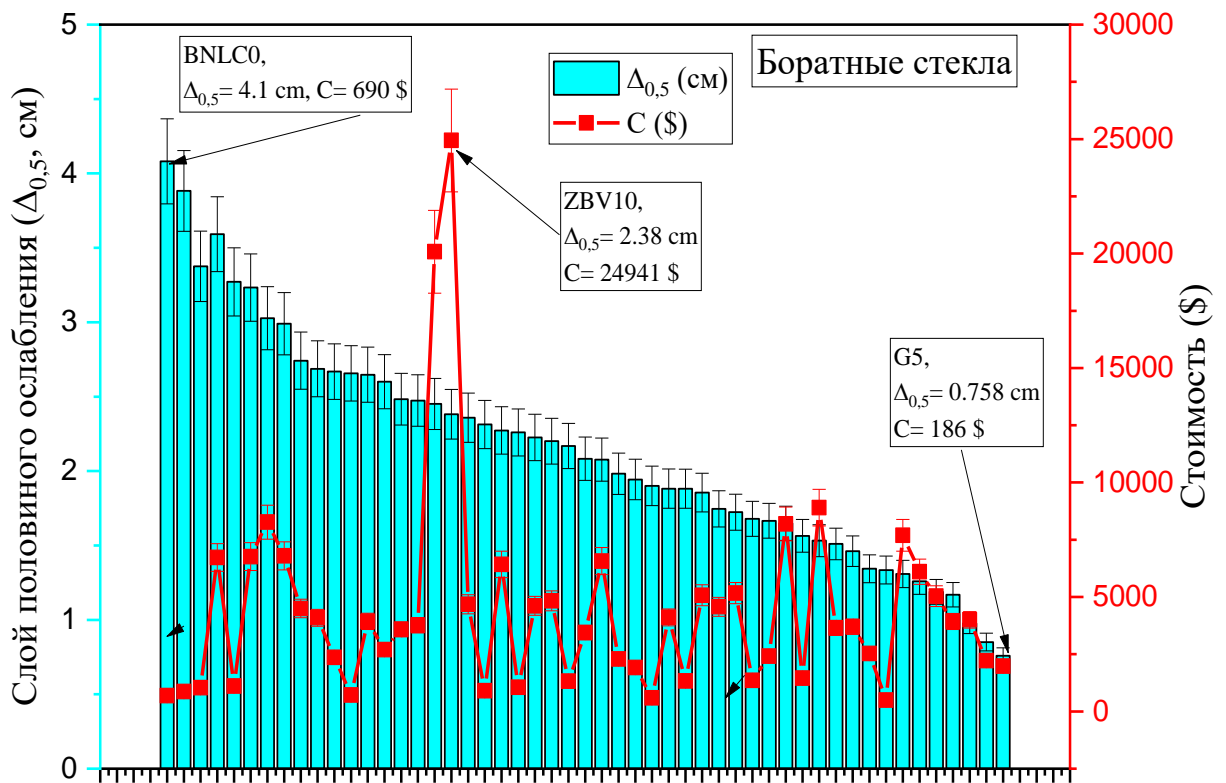


Рисунок 5.15. Слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) и стоимость (\$) боратных стекол при энергии гамма-квантов 0,662 МэВ

Таким образом, линейный коэффициент ослабления увеличивается, что приводит к уменьшению $\Delta_{0,5}$ материала. Наибольшее значения $\Delta_{0,5}$ достигнуто для

образца стекла BNLC0, где $\Delta_{0,5} = 4,1$ см (выделено красным цветом на рисунке 5.15). Среднее значение $\Delta_{0,5}$ для всех исследованных боратных стекол составляет 2,081 см.

Как видно из рисунка 5.15, самые высокие стоимости имеют образцы ZBV10 и ZBV7.5, которые составляют 24941 и 20078 \$. Столь высокая стоимость стекла размерами $100 \times 100 \times 2,381$ см обусловлена высоким содержанием дорогостоящего соединения Ag_2O_3 . Цена Ag_2O_3 составляет около 1,048 \$/г. С другой стороны, стоимость листа стекла G2* с размерами $100 \times 100 \times 1,334$ см составлено 497\$. Такая низкая стоимость обусловлена дешевизной компонентов входящих в состав данного образца стекла G2* с химический составом $45\text{PbO} + 10\text{Al}_2\text{O}_3 + 45\text{B}_2\text{O}_3$. Цены PbO , Al_2O_3 и B_2O_3 составляют 0,0025; 0,025 и 0,006 \$/г, соответственно. Относительно низкую стоимость среди исследованных образцов (менее 1000 \$ за лист), имеют BNLC0; BNLC4; MB0; FBN20 и G1* стоимость изготовления которых составляет 690; 872; 716; 904 и 592 \$, соответственно.

5.2.2.2. Силикатные стекла

На рисунке 5.16 представлены расчетные значения $\Delta_{0,5}$ для силикатных стекол. Образец стекла G6 с химическим составом $55\text{Bi}_2\text{O}_3 + 35\text{PbO} + 10\text{SiO}_2$ имеет наименьшее значение $\Delta_{0,5}$, равное 0,674 см. Среди стекол на силикатной основе наибольшее значения $\Delta_{0,5}$ составляет 3,748 см для образцов стекла RG. Среднее значение $\Delta_{0,5}$ в стекле на силикатной основе составляет 2,420 см, что немного выше, чем для образцов стекла на основе бората.

На рисунке 5.16 показано, что изготовленный образец SiSn60 имеет самую высокую стоимость изготовления среди исследованных стекол на силикатной основе. Лист с размерами $100 \times 100 \times 1,735$ см стоит около 3455 \$. Эта относительно высокая стоимость силикатных стекол обусловлена наличием соединения SnO , цена которого составляет 0,05 \$/г.

С другой стороны, самая низкая стоимость была достигнута для образца NSP50. Лист стекла с размерами $100 \times 100 \times 0,877$ см имеет стоимость изготовления

186 \$. Такая стоимость обусловлена низкими ценами на SiO_2 и PbO , из которых состоит изготовленное стекло.

Относительно низкую стоимость по сравнению с другими силикатными стеклами имеют образцы NSP0 и NSP40, стоимость которых составляет 254 и 190 \$, соответственно. Средняя стоимость образцов стекла на силикатной основе составляет около 1474 \$.

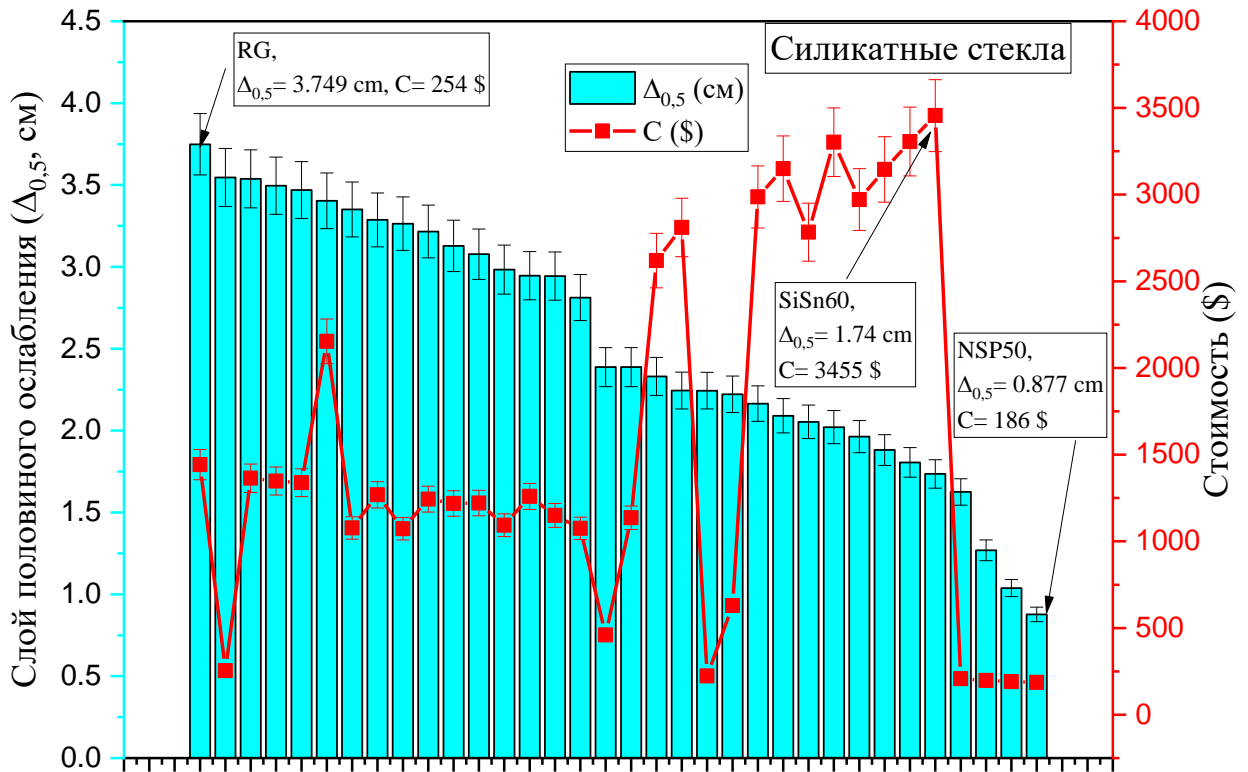


Рисунок 5.16. Слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) и стоимость (\$) силикатных стекол при энергии гамма-квантов 0,662 МэВ

5.2.2.3. Теллуритовые стекла

Как видно из рисунка 5.17, наименьшее значение $\Delta_{0,5}$ для стекол на основе теллурита составляет 1,154 см, которое соответствует образцу стекла VTZT6, с химическим составом $62,6\text{TeO}_2 + 22,8\text{Bi}_2\text{O}_3 + 1,6\text{ZnO} + 13\text{Ta}_2\text{O}_5$ и плотностью 6,460 г/см³. С другой стороны, среди исследованных теллуридных стекол образец стекла TVS0 с химическим составом $36,9\text{TeO}_2 + 63,1\text{V}_2\text{O}_5$ имеет наибольшее значения $\Delta_{0,5}$,

равное 2.387 см при энергии гамма-излучения 0.662 МэВ. Среднее значение $\Delta_{0,5}$ для исследуемых образцов стекол на основе теллурита составляет 1,693 см, что лучше, чем определенные значения $\Delta_{0,5}$ для стекол на боратной и силикатной основе.

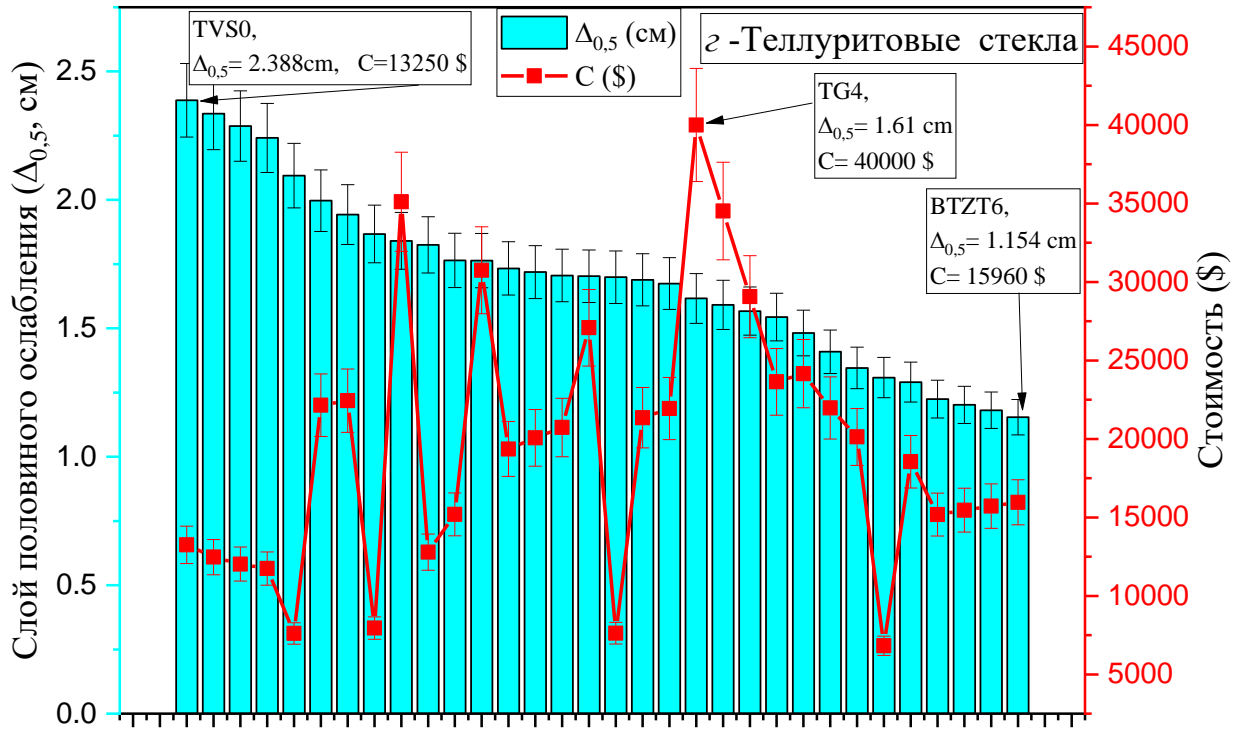


Рисунок 5.17. Слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) и стоимость теллуритных стекол при энергии гамма-квантов 0,662 МэВ

На рисунке 5.17 показана стоимость 33 образцов теллуритового стекла. Практически все рассмотренная образцы на основе теллурита имеют стоимость изготовления более 10000 \$/лист.

Самая высокая стоимость листа размерами $100 \times 100 \times 1,61$ см достигает 40000 \$ для стекла TG4. Столь высокая стоимость обусловлена составом стекла ($55\text{TeO}_2 + 20\text{GeO}_2 + 12,5\text{ZnO} + 12,5\text{BaO}$), в котором поскольку цены на TeO_2 ; GeO_2 ; ZnO и BaO составляют 0,26; 1,50; 0,03 и 0,10 \$/г. Образцы TG3 и TM30 также имеют стоимость изготовления выше 30000 \$/лист. С другой стороны, наименьшая полученная стоимость изготовления составляет 6820 \$ для стекла BTDPb с химическим составом $29,5\text{B}_2\text{O}_3 + 30\text{TeO}_2 + 20\text{PbF}_2 + 20\text{PbO} + 0,5\text{Dy}_2\text{O}_3$ и размерами $100 \times 100 \times 1,308$ см. Образцы BTZn; BTDCd и BTDSr имеют относительно низкую

стоимость изготовления, которая составляют 7946; 7626 и 7607 \$, соответственно. Средняя стоимость стёкол на основе теллурита составляет 19462 \$, что является самой высокой средни всех типов стекол.

5.2.2.4. Фосфатные стекла

Значения $\Delta_{0,5}$ стекол на основе фосфатов показаны на рисунке 5.18. Наименьшее значение составляет 1,302 см, которое достигнуто для образца стекла PPZNV0 с химическим составом $40\text{P}_2\text{O}_5+40\text{PbO}+10\text{ZnO}+10\text{Na}_2\text{O}$. Плотность указанного образца PPZNV0 составляет $5,530 \text{ г/см}^3$. Таким образом, он может хорошо поглощать падающие фотоны, что связано с более высокой интенсивностью взаимодействия между падающими фотонами и атомами стекла. В результате коэффициент передачи фотонов уменьшился, а μ увеличился.

С другой стороны, на рисунке 5.18 видно, что образец VPB8 имеет наибольшую толщину $\Delta_{0,5}$ со значением 3,150 см (выделено в красный цвет). Плотность образца составляет $2,812 \text{ г/см}^3$ при химическом составе $54,14\text{V}_2\text{O}_5+42,25\text{P}_2\text{O}_5+3,6\text{B}_2\text{O}_3$. Среднее значение $\Delta_{0,5}$ для фосфатных стекол составляет 2,009 см, что меньше, чем для силикатных стекол, и близко к значения $\Delta_{0,5}$ для боратных стекол. С другой стороны, средний показатель $\Delta_{0,5}$ для фосфатных стекол больше, чем для стекол на основе теллурита.

На рисунке 5.18 приведены стоимости 48 образцов стекол на фосфатной основе, которые варьируются в зависимости от составов от 2964 \$ до 8550 \$ для стекол Pb25Bi5 и PPKANT2, соответственно. Средняя стоимость стекол на фосфатной основе составляет около 5195 \$, что также относительно дорого по сравнению со стеклами на силикатной и боратной основе. Таким образом, настоящее исследование показало, что силикатные и боратные стекла являются лучшими образцами, подходящими для применения в экранировании, по приемлемой цене.

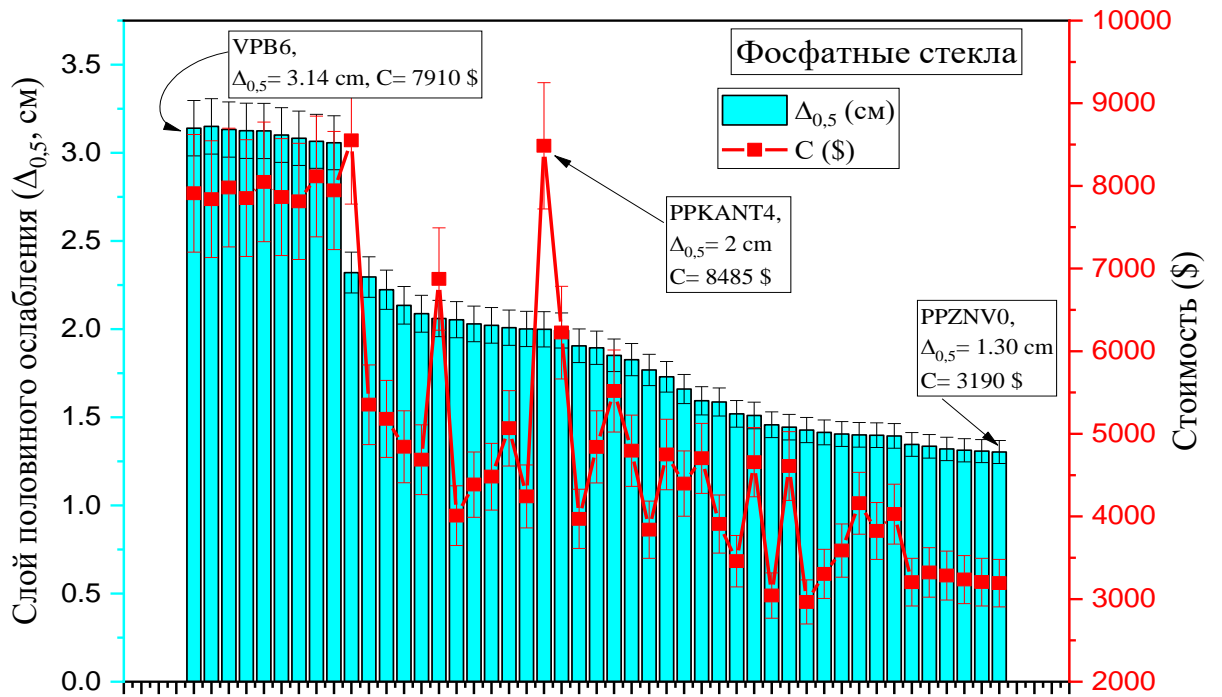


Рисунок 5.18. Слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) и стоимость фосфатных стекол при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ

ГЛАВА 6. ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТЫХ СВОЙСТВ НЕКОТОРЫХ СПЛАВОВ

6.1. Экранирующая способность бинарных сплавов

Если имеется смесь только двух типов атомов (не считая примесей), такая как сплав свинец-цинк (например), то она называется бинарным сплавом. В настоящем исследовании были изучены и представлены три различных серии бинарных сплавов. Первая серия состоит из четырех различных образцов - бинарной смеси свинца (Pb) и олова (Sn). Вторая серия представляет собой бинарную смесь свинца (Pb) и цинка (Zn), а третья серия имеет самую низкую плотность и представляет собой смесь олова (Sn) и цинка (Zn). Химический состав и плотность исследованных сплавов представлены в таблице 6.1.

Таблица 6.1. Химический состав и плотности (ρ) сплавов (Pb-Sn, Pb-Zn и Zn-Sn)

Обозначают ся образцы	Химический состав, %			Плотность (ρ), г/см ³
	Свинец (Pb)	Олово (Sn)	Цинк (Zn)	
Серия 1				
PS1	80	20	0	9,25
PS2	60	40	0	8,07
PS3	40	60	0	8,41
PS4	20	80	0	7,08
Серия 2				
PZ1	80	0	20	9,62
PZ2	50	0	50	7,36
PZ3	40	0	60	5,33
Серия 3		0		
ZS1	0	20	80	6,67
ZS2	0	40	60	6,57
ZS3	0	30	70	6,87

Данные по химическому составу и плотности, представленные в таблице 6.1 были применены во входном файле моделирования методом Монте-Карло для прогнозирования экранирующих свойств исследуемых бинарных сплавов. Массовый коэффициент ослабления (μ_m , $\text{см}^2/\text{г}$) трех исследованных бинарных сплавов (Pb-Sn, Pb-Zn и Zn-Sn) моделировался в диапазоне энергий от 0,015 до 15 МэВ, (рисунок 6.1). В начале рассматриваемого диапазона энергетического спектра все исследованные сплавы имеют максимальные значения μ_m , но для изготовленных образцов PS1, PS2, PS3, PS4, PZ1, PZ2 и PZ3 наблюдается резкое увеличение значений μ_m в диапазоне энергии 0,015 и 0,02 МэВ из-за L1 и L2 краев поглощения для свинца (Pb), содержание которого составляет более 20 мас.%

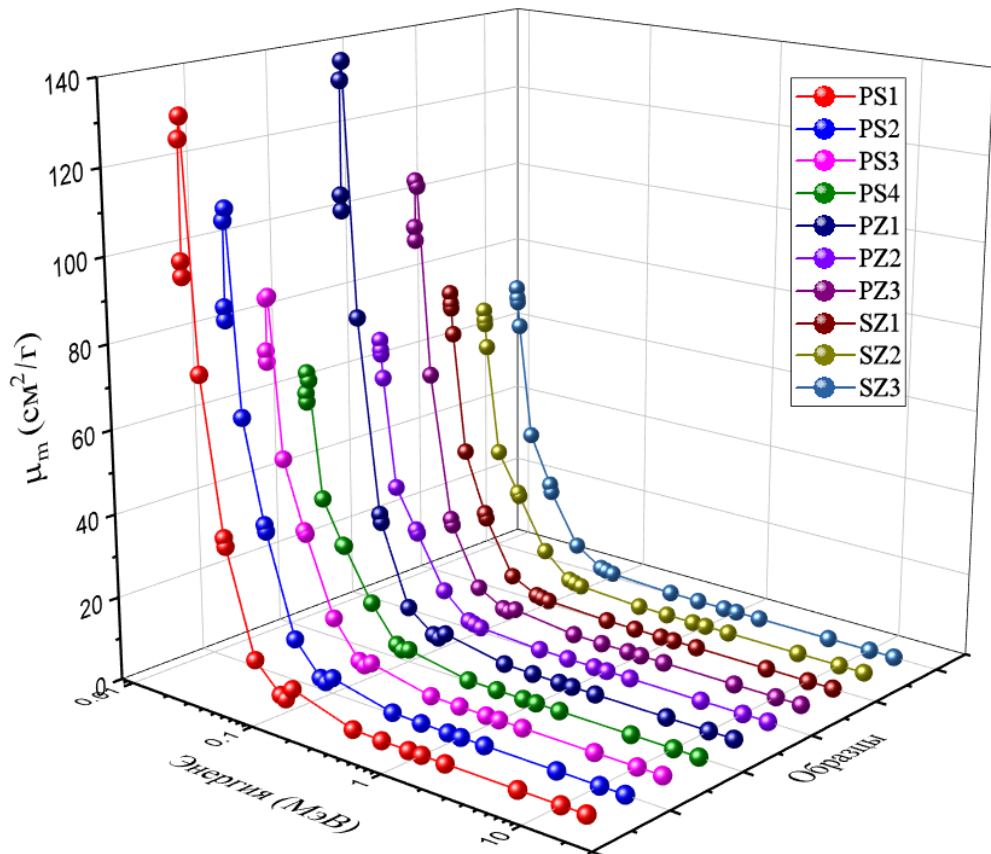


Рисунок 6.1. Изменение массового коэффициента ослабления μ_m ($\text{см}^2/\text{г}$) в зависимости от энергии гамма-излучения

После этого значения μ_m быстро снижаются из-за значительного уменьшения фотоэлектрического взаимодействия и увеличения комптоновского рассеивающего

взаимодействия. В диапазоне энергий от 0,08 до 0,1 МэВ наблюдается еще одно увеличение смоделированных значений μ_m для всех образцов, содержащих в своем составе свинец. Это увеличение связано с К-краями поглощения свинца. На рисунке 6.1 показано, что самые высокие значения μ_m для Pb-Sn и Pb-Zn достигаются при энергии гамма-излучения 0,0153 и составляют 132,506; 125,938; 105,496; 104,749; 85,043; 64,597 и 63,853 см²/г для сплавов PZ1, PS1, PS2, PZ2, PS3, PS4 и PZ3, соответственно. Указанные результаты показали, что в области фотоэлектрического взаимодействия только образец Pb80-Zn20 имеет более высокий μ_m по сравнению с образцом Pb80-Sn20. Это связано с более высокими значениями μ_m у Zn, чем у Sn в области фотоэлектрического взаимодействия. С другой стороны, для областей комптоновского рассеяния и рождения пар μ_m для сплавов Pb-Sn выше, чем у Pb-Zn, содержащих такие же концентрации Pb. В целом, высокий μ_m , достигаемый для Pb-Sn и Pb-Zn, обусловлен высокими концентрациями свинца. В отличие от Pb-Sn и Pb-Zn, изготовленные сплавы Sn-Zn имеют самые низкие значения μ_m во всем исследованном диапазоне энергий, где максимальные значения μ_m варьируются в пределах 74,231; 67,31 и 70,773 см²/г для изготовленных образцов SZ1, SZ2 и SZ3, соответственно, при энергии гамма-излучения 0,015 МэВ.

Выше 0,1 МэВ комптоновское рассеяние (КР) стало основным взаимодействием γ -излучения с изготовленными сплавами. Таким образом, μ_m постепенно уменьшается с увеличением энергии падающего гамма-излучения до 1,5 МэВ. Выше упомянутой энергии изменение значений μ_m для всех образцов в целом очень мало, и мы можем сказать, что это изменение не зависит от энергии гамма-излучения. Это связано с увеличением вероятности взаимодействия при образовании пар (ОП), сечение которого напрямую зависит от $\log E$. Минимальные значения μ_m для всех образцов очень близки друг к другу и получены при энергии гамма-излучения около 5 МэВ. Они составляют 0,0411; 0,0405; 0,0397; 0,0482; 0,0368; 0,0363; 0,0334; 0,0334; 0,0331 и 0,0328 см²/г для образцов PS1; PZ1; PS2; PS3; PS4; PZ3; PZ2; SZ3; SZ2, и SZ1, соответственно.

Слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) используется для характеристики толщины изготовленного материала, которая может поглощать половину падающих фотонов. Изменение $\Delta_{0,5}$ в зависимости от энергии гамма-излучения показано на рисунке 6.2. Более низкие значения $\Delta_{0,5}$ наблюдаются в области фотоэлектрического взаимодействия. В области низких энергий от 0,015 до 0,1 МэВ слой толщиной 0,1 см может задерживать половину падающих гамма-квантов для всех изготовленных сплавов.

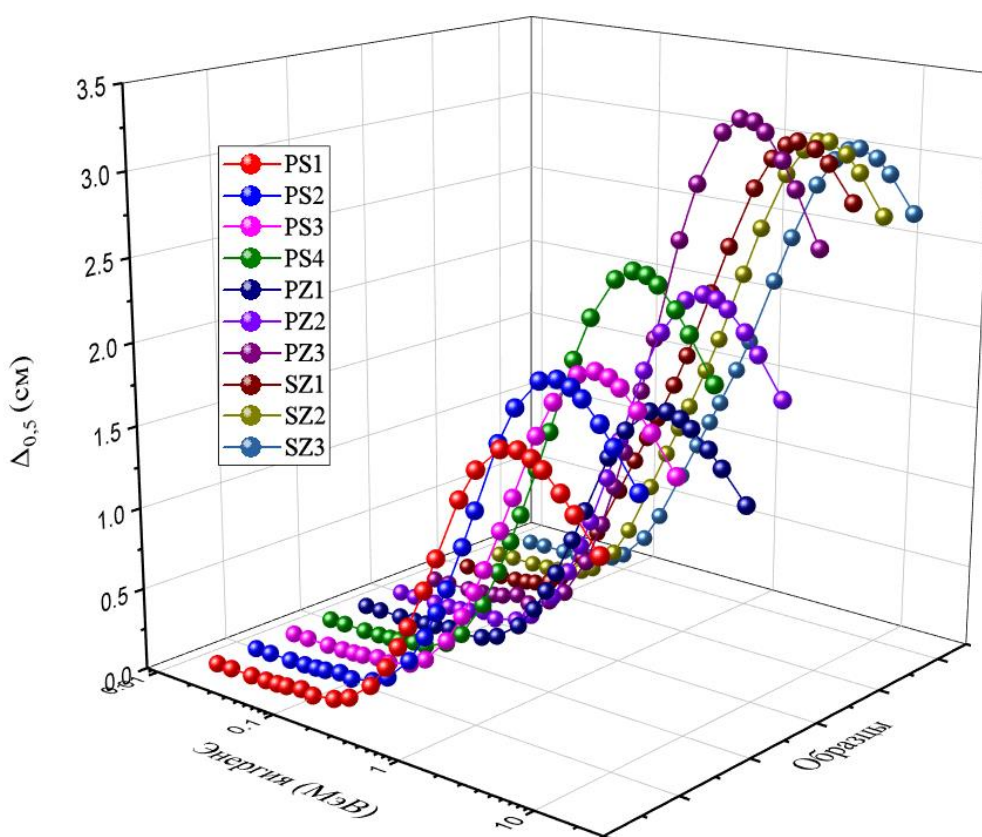


Рисунок 6.2. Зависимость $\Delta_{0,5}$ исследуемых сплавов от энергии падающего гамма-излучения

Наименьшие значения $\Delta_{0,5}$ были получены для образца PZ1 и варьировались от 0,006 до 1,313 см, в то время как наибольшие значения $\Delta_{0,5}$ были получены для образца SZ2 и составляют от 0,0016 до 2,7250 см в диапазоне энергии от 0,015 до 15 МэВ. Наибольшие значения $\Delta_{0,5}$ достигаются при энергии гамма-излучения 4 МэВ для серий Pb-Sn и Pb-Zn, они принимают значения 1,820; 1,742; 2,136; 2,112;

2,356; 2,608 и 3,310 см для образцов сплавов PS1; PZ1; PS2; PS3; PZ2; PS4 и PZ3, соответственно. Изменение $\Delta_{0,5}$ в зависимости от энергии гамма-излучения связано с типом взаимодействия гамма-лучей, которое произошло внутри образца сплавов, где $\Delta_{0,5}$ быстро увеличивается в области низких энергий, умеренно увеличивается в области средних энергий и незначительно уменьшается в областях высоких энергий. Это поведение связано с фотоэлектрическим, комптоновским рассеянием и взаимодействиями при образовании пар.

6.2. Исследование-экранирующей способности многоэлементного сплава

В диссертационном исследовании были также определены массовые коэффициенты ослабления (μ_m , см²/г) и параметры экранирования для некоторых сплавов с химическими составами, приведенными в таблице 6.2. Значения μ_m были смоделированы с использованием метода Монте-Карло (рисунок 6.3). Максимальные значения μ_m для всех выбранных сплавов были достигнуты при низкой энергии фотонов 0,015 МэВ. Максимальные значения μ_m (от 72,938 до 59,259 см²/г) были получены для сплавов MAR-302 и Nimocast-175, соответственно. После этого значения μ_m резко уменьшаются с увеличением гамма-энергии из-за фотоэлектрического взаимодействия. Выше 0,2 МэВ значения μ_m имеют тенденцию к постепенному снижению с увеличением энергии падающих фотонов. Наконец, при энергии гамма-излучения выше нескольких МэВ значения μ_m показывают обратную тенденцию и имеют слегка прогрессирующую тенденцию с увеличением энергии падающих гамма-фотонов. Эта слегка прогрессирующая тенденция связана с процессом образования пар, который пропорционален $Z^2 \text{Log}(E)$.

Таблица 6.2. Химический состав исследуемых сплавов

Код сплава	Элементный химический состав (мас.%)														Плотность (г/см ³)
	C	Cr	Co	Mo	W	Ta	Al	Ti	Hf	Zr	B	Ni	Fe	Nb	
MAR-247	0,02	8,50	10,00	0,65	10,00	3,00	5,60	1,00	1,40	0,04	0,02	59,63	0,00	0,00	8,53
MAR-302	0,85	21,50	56,94	0,00	10,00	9,00	0,00	0,20	0,00	0,00	0,01	0,00	1,50	0,00	9,21
Inconel-625	0,00	21,50	0,00	9,00	0,00	0,00	0,20	0,20	0,00	0,00	0,00	61,00	2,00	3,60	8,44
Inconel-718	0,00	19,00	0,00	3,00	0,00	0,00	0,50	0,90	0,00	0,00	0,00	52,50	18,50	5,10	8,22
Nimocast-75	0,12	20,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	79,88	0,00	0,00	8,44
WI-52	0,85	21,50	63,65	0,00	11,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	1,00	2,00	0,00	8,88

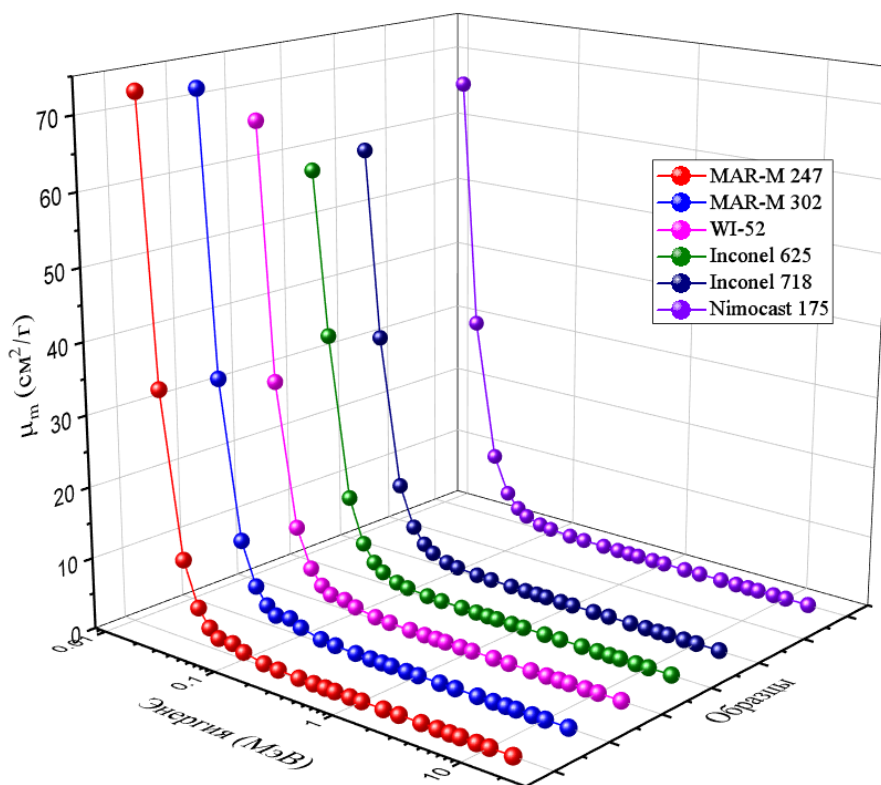


Рисунок 6.3. Массовый коэффициент ослабления (μ_m , $\text{см}^2/\text{г}$) исследуемых сплавов при различной энергии гамма-излучения

Самый низкий μ_m от 0,0323 до 0,0348 $\text{см}^2/\text{г}$ был достигнут при высокой энергии гамма-излучения 15 МэВ для сплавов, MAR-302 и Inconel-625, соответственно. Значения μ_m варьировались в диапазоне от 73,030 до 0,035 $\text{см}^2/\text{г}$ (для образца MAR-247), от 72,025 до 0,035 $\text{см}^2/\text{г}$ (для образца MAR-302) и от 66,368 до 0,033 $\text{см}^2/\text{г}$ (для WI-52). Зарегистрированные высокие значения μ_m связаны с наличием вольфрама (W) содержания, которого составляет 10 мас.% в MAR-247 и MAR-303 и 11 мас.% в сплаве WI-52.

6.3. Сравнение линейных коэффициентов ослабления исследованных сплавов

Линейный коэффициент ослабления (μ , см^{-1}) всех исследованных сплавов был рассчитан и проведено их сравнение при энергии гамма-излучения 1 МэВ (рисунок 6.4). Как видно из рисунка, самое высокое значение μ , достигнуто для

сплава PZ1 и составляет $0,675 \text{ см}^{-1}$. Образцы PS1 и MAR-302 имеют значения μ равные $0,642$ и $0,557 \text{ см}^{-1}$, которые меньше чем PZ1 при энергии гамма-излучения 1 МэВ . Высокие значения μ для PZ1 и PZ2 обусловлены высоким содержанием Pb, причем образцы содержат $80 \text{ мас.}\% \text{ Pb}$ в своем составе, в то время как MAR-302 содержит около $10 \text{ мас.}\% \text{ W}$. С другой стороны, самый низкий μ , как показано на рисунке 6.4, достигается для образца PZ3, который содержит $80 \text{ мас.}\% \text{ Zn}$ и $20 \text{ мас.}\% \text{ Pb}$ в своем составе.

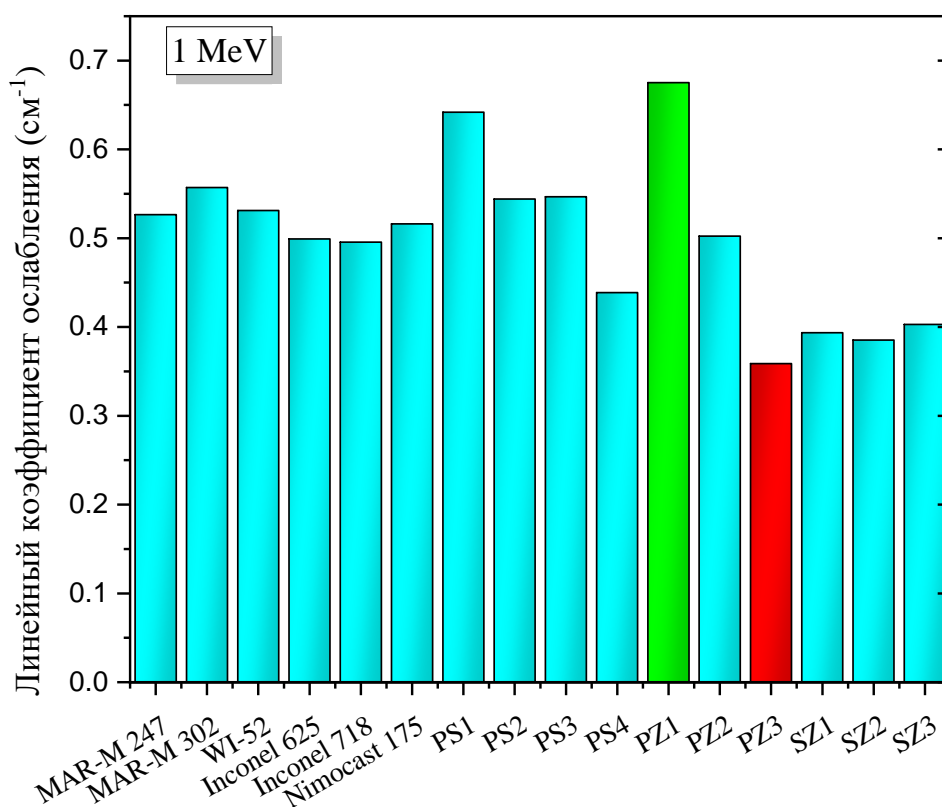


Рисунок 6.4. Сравнение линейных коэффициентов ослабления исследуемых сплавов при различной энергии гамма-излучения

Как видно из рисунка 6.5, при энергии гамма-излучения 1 МэВ , наименьшие значения $\Delta_{0,5}$ составляет $1,027$ и $1,080 \text{ см}$, для сплавов PZ1 и PS1, соответственно. С другой стороны, наибольшее значение $\Delta_{0,5}$ составляет $1,933 \text{ см}$, для образца сплава PZ3. Изменение $\Delta_{0,5}$ в данном случае в основном связано с различием химического состава и плотности исследуемых сплавов.

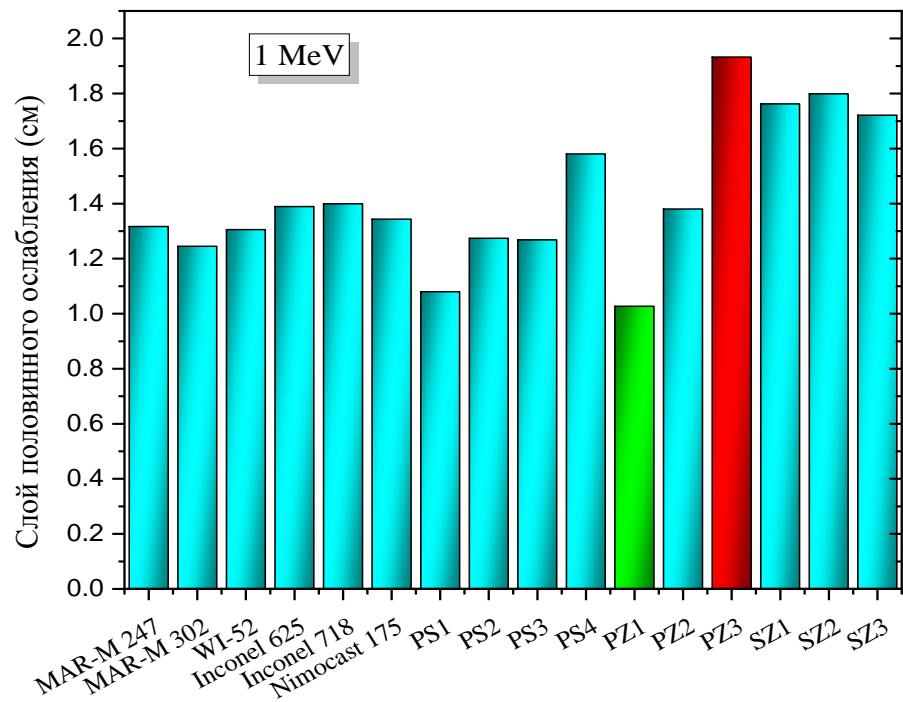


Рисунок 6.5. Слой половинного ослабления ($\Delta_{0,5}$, см) исследуемых сплавов при разной энергии гамма-излучения

ГЛАВА 7. ОЦЕНКА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРИРОДНЫХ МАТЕРИАЛОВ И СПЛАВОВ ДЛЯ ДОПОЛНИТЕЛЬНОЙ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ КОНТЕЙНЕРОВ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Образование радиоактивных отходов (РАО) - особенность эксплуатации АЭС. Поэтому решение экологически безопасного обращения с РАО и обеспечения безопасной эксплуатации и вывода АЭС из эксплуатации является основным условием приемлемости атомной энергии как надежного источника энергии для устойчивого развития человека [224,225].

Радиоактивные отходы подразделяются на твердые, жидкие и газообразные в зависимости от агрегатного состояния. Все РАО подлежат очистке или дополнительной переработке на специальных объектах АЭС.

Основная цель обращения с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО) - окончательное захоронение кондиционированных РАО.

Среди методов кондиционирования селективная сорбция имеет наибольший коэффициент уменьшения объема ЖРО (Таблица 7.1). Этот факт определяет его преимущества и возможность концентрировать радионуклиды в небольшом количестве сорбента [226].

Таблица 7.1. Коэффициенты уменьшения объема жидких радиоактивных отходов для различных методах переработкам

Цементровани е	Битумировани е	Глубокое упарование	Остекловаыва ние	Селективная сорбция
0,9 - 1,3	1,5 - 2,5	2–3	3 – 4	70 - 90

Обеспечение радиационной безопасности – важное условия применения этой технологии. Система радиологической защиты, сформированная Рекомендациями МКРЗ, направлена на контроль источника излучения. Система радиологической защиты основана на трех основных принципах: обоснования,

ограничения дозы и оптимизации защиты. Для реализации этих принципов комиссия рассматривает ситуации планового, аварийного и существующего облучения [7].

Дозовые затраты при проведении радиационно опасных работах снижаются за счет воздействия на радиационный параметр источника излучения, время и расстояние до источника [227]. При этом разработка оптимального состава радиационно-защитных материалов (РЗМ) для планируемых условий облучения имеет значительный потенциал для реализации принципа оптимизации, поскольку экранирование источника ионизирующего излучения является одним из основных методов снижения радиационного воздействия [228, 229].

Использование защитных экранов в настоящее время ограничено выбором защитных материалов, которые часто неудобны в использовании, их трудно устанавливать или снимать. Материалы с большой плотностью с высоким атомным номером, такие как свинец или вольфрам, обычно используются для защиты от γ -излучения, которое составляет большую часть дозовой затрат персонала. Свинец и вольфрам имеют самый высокий коэффициент ослабления среди обычных экранирующих материалов. Однако эти материалы довольно дорогие [230]. Более того, свинец - токсичный материал.

Возможность реализации принципа оптимизации при проектировании состава РЗМ определяется зависимостью поглощающей способности материалов от энергии γ -излучения, испускаемых изотопами, входящими в состав радиоактивного загрязнения. В свою очередь, изотопный состав зависит от многих факторов, таких как тип реакторной установки, условия эксплуатации и т.д. Особый интерес представляет разработка оптимального состава гомогенных РЗМ для планируемых условий воздействия [231].

При ионоселективной очистке жидких радиоактивных отходов (ЖРО) сорбент насыщается радиоактивными изотопами. Затем его смешивают с цементным раствором и помещают в специальные защитные емкости. Основное требование – не превышать мощностью дозы более 40 мкЗв/ч на расстоянии 1 м от

поверхности контейнера. Изотопы, входящие в состав сорбента и повышающие основной вклад мощности дозы, это Cs-137 с удельной активностью 0,1 Ки/л и Со-60 с удельной активностью концентрации 0,0001 Ки/л [232].

Для повышения суммарной активности РАО, в соответствии с условиями безопасности можно использовать следующие варианты:

- Применение металлической из сплавов оболочки для размещения сорбента с РАО.
- Использование дополнительной защиты в пространстве между оболочкой с сорбентом и стенками контейнера.

Для дополнительной защиты можно использовать природные минералы [226], промышленные отходы или низкоактивные отходы. В этом случае необходимо проведение расчетных и экспериментальных исследований радиационно-защитных свойств рассматриваемых материалов для оптимизации их состава.

Проектирование состава защитных материалов по разработанному алгоритму [231] имеет значительный потенциал в реализации принципа оптимизации радиационной защиты, являющегося одним из основополагающих принципов обеспечения радиационной безопасности.

Анализ международного опыта показывает, что использование радиационно-загрязненных металлов, а именно радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации и выводе из эксплуатации АЭС, для производства металлических упаковок или их компонентов (например, корпусов) для обращения с радиоактивными отходами, а также как его применение в виде металлической крошки для улучшения защитных свойств бетонных контейнеров, являются многообещающими вариантами захоронения радиоактивных отходов. Это исключает затраты на обработку радиоактивных отходов (РАО), связанные с их захоронением [226].

Автором диссертации совместно с Литовченко С.В. и Восютиным Н. под научным руководством Ташлыкова О.Л. были проведены исследования

использования различных природных материалов для дополнительного экранирования контейнера с РАО.

Усовершенствованный контейнер состоит из 3-х областей. Наружная стена толщиной 15 см выполнена из бетона. Далее следует пространство, которое можно заполнить различными наполнителями. В центре контейнера находится цилиндрическая оболочка-капсула из металла или сплава с толщиной стенки от 0,5 до 3 см, в которой размещен сорбент, включающий в себя радиоактивные изотопы цезия и кобальта. Были проведены исследования влияния вида сплава и толщины оболочки капсулы, а также толщины слоя наполнителя на мощность дозы на расстоянии 1 м от контейнера. Для оценки мощности дозы использовалось моделирование методом Монте-Карло.

Код моделирования MCNP-5 был настроен на регистрацию средней поглощенной дозы и мощности дозы в указанной области контейнера. Согласно входному файлу моделирования методом Монте-Карло, упомянутый контейнер имеет размеры 162×162×121 см, состоит из трех различных частей (рисунок 7.1). Во-первых, внутренняя часть представляет собой капсулу из нержавеющей стали для размещения РАО с различной толщиной стеной от 0 до 3 см. В настоящем исследовании, были рассмотрены, такие сплавы как нержавеющая сталь, Inconel-625; WI-52; MAR-302; PS1; PZ1; SZ1; SZ3 и PZ3.

Вторая часть контейнера (промежуточная часть) - это пространство, разделяющее внутреннюю капсулу и внешнюю стенку из защитного бетона с толщиной 17 см. В качестве наполнителей были исследованы различные природные материалы с толщиной до 17 см. Плотные природные породы, такие как базальт-1, базальт-2, базальт-сил, известняк и риолит, использовались в качестве наполнителей, чтобы уменьшить поток гамма-фотонов, выходящих из внутренней капсулы с РАО.

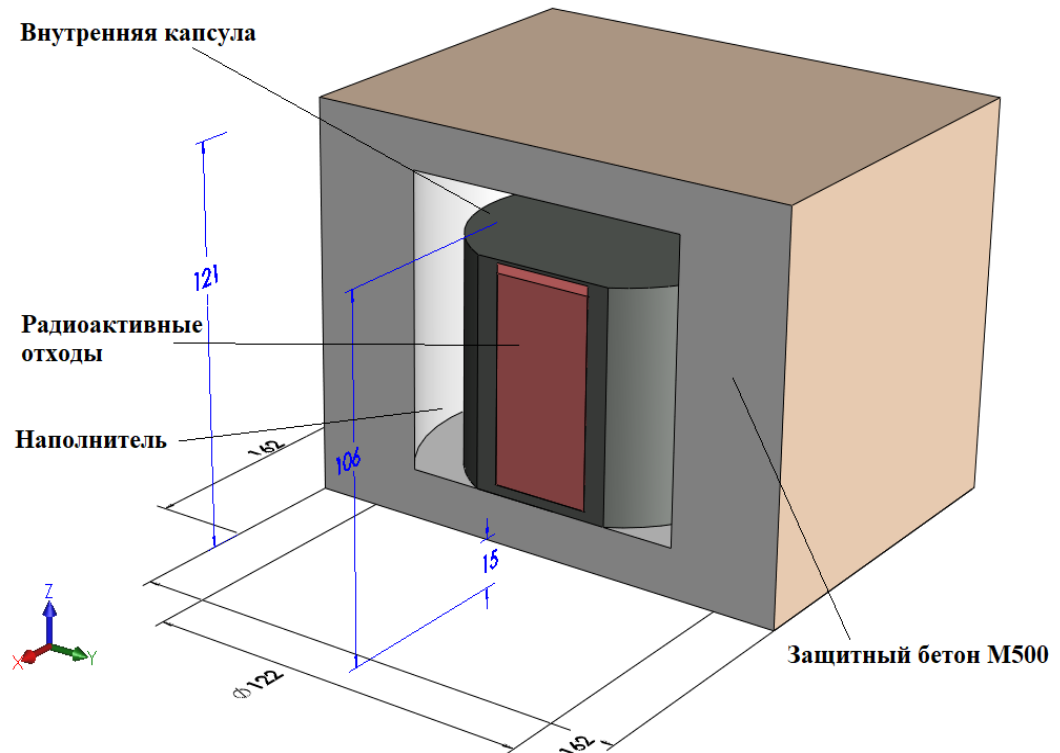


Рисунок 7.1. 3D- модель контейнера для радиоактивных отходов

Наружный слой контейнера с толщиной стенки 15 см изготовлен из бетона марки М500 плотностью $2,2 \text{ г/см}^3$. Химический состав и плотность материалов, рассмотренных в данном разделе для оценки эффективности защиты для контейнера с радиоактивными отходами, приведены в таблице 2.1 и 6.1.

Код моделирования Монте-Карло [195] был использован для прогнозирования поглощенной дозы на расстоянии 100 см вокруг контейнера. Следовательно, для оценки поглощенной дозы детектором на элементарную ячейку, используется значение “F6 tally”. Поглощенная доза в настоящей работе представляет собой среднее значение поглощенной дозы, зарегистрированное шестью различными детекторами, окружающими контейнер со всех сторон (по одному детектору для каждой стороны контейнера).

В данном исследуемом контейнере предполагается, что внутренняя принимающая капсула заполнена радиоактивными отходами, состоящими из 90% Cs-137 и 10% Co-60. Суммарная активность, радиоактивных отходов, составляет $7,4\text{E}+11$ Бк Поэтому предполагается, что концентрация активности составляет

$1,628E+6$ Бк/см³, а общий объем контейнера составляет $4,51E+5$ см³. Поглощенная доза регистрировалась в ячейках детектора, и переводилась в мощность эквивалентной дозы (мкЗв/ч).

Поглощенная доза и мощность дозы зависят от многих факторов, связанных с характеристиками внутренней капсулы с РАО, промежуточным слоем наполнителя и внешним бетонным слоем, (толщина капсулы, материал капсулы, толщина наполнителя, а также тип и плотность наполнителя).

7.1. Влияние толщины капсулы

Значения поглощенной дозы (Гр), зарегистрированной шестью детекторами, перечисленными во входном файле MCNP-5, были использованы для расчета средней поглощенной дозы (Гр). Значения средней поглощенной дозы в зависимости от толщины внутренней капсулы и энергии спектра гамма-излучения представлены на рисунке 7.2.

Как видно из рисунка 7.2, наибольшая поглощенная доза наблюдается для незащищенных радиоактивных отходов, в среднем $1,06E-18$ Гр. Упомянутая средняя поглощенная доза была снижена до $8,11E-19$ Гр при использовании внутренней капсулы из нержавеющей стали толщиной 0,5 см. После этого зарегистрированная поглощенная доза экспоненциально уменьшалась до $6,37E-19$; $5,29E-19$; $4,26E-19$; $3,43E-19$ и $2,93E-19$ с увеличением толщины капсулы до 1; 1,5; 2; 2,5 и 3 см, соответственно.

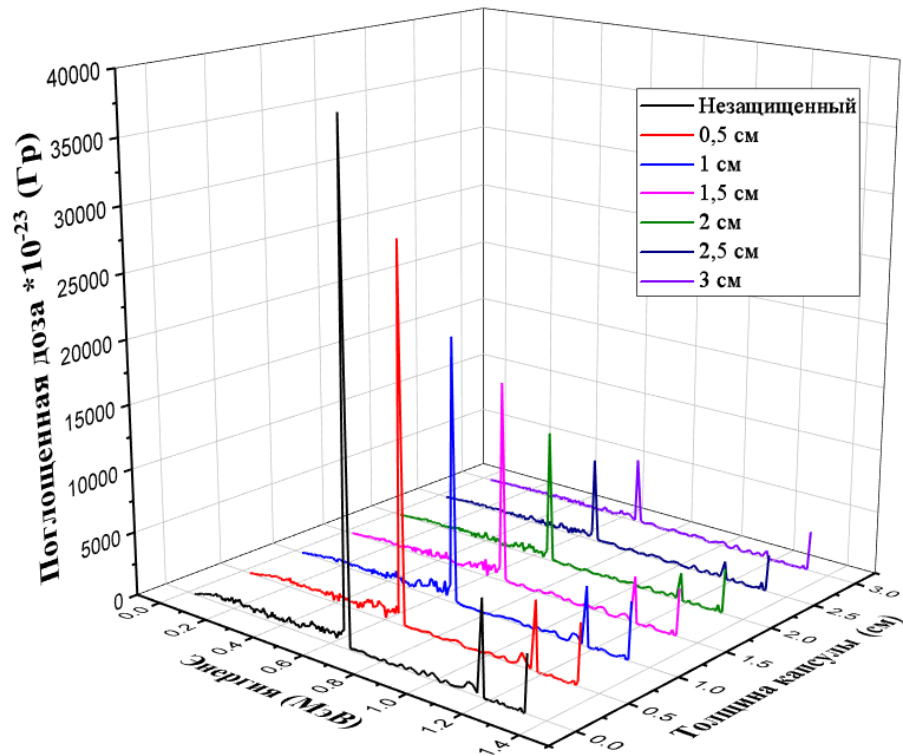


Рисунок 7.2. Изменение поглощенной дозы в зависимости от энергии γ -излучения и толщины капсулы

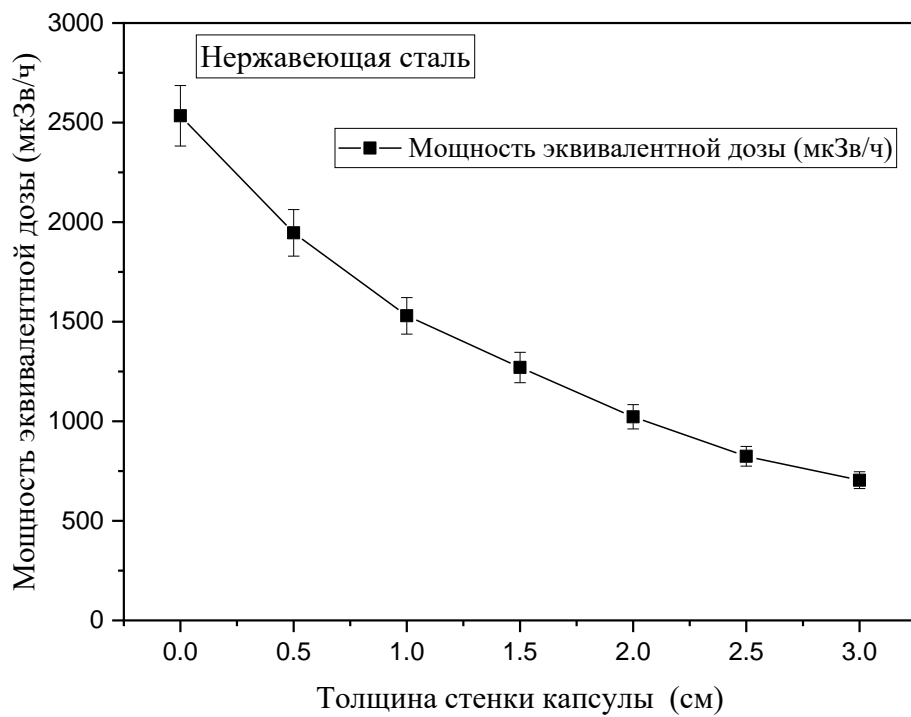


Рисунок 7.3. Изменение мощности эквивалентной дозы (мкЗв/ч) в зависимости от толщины капсулы

Мощность эквивалентной дозы рассчитывалась по средней поглощенной дозе, зарегистрированной детекторами, окружающими контейнер с радиоактивными отходами. Изменение мощности эквивалентной дозы (мкЗв/ч) в зависимости от толщины капсулы показано на рисунке 7.3. Результаты исследований показывают, что мощность эквивалентной дозы в ячейке детектора уменьшалась с увеличением толщины капсулы. Это уменьшение связано с уменьшением поглощенной дозы в ячейках детектора с увеличением толщины капсулы. Например, мощность эквивалентной дозы от незащищенный радиоактивных отходов, составляет 2534,02 мкЗв/час. Эта мощность дозы экспоненциально уменьшалась до 1946,30; 1529,75; 1270,19; 1022,55; 824,21 и 704,347 мкЗв/ч при увеличении толщины капсулы с 0,5; 1; 1,5; 2; 2,5 и 3 см, соответственно.

7.2. Влияние материала капсулы на мощность доза изучение

Вместо капсулы из нержавеющей стали было исследовано множество материалов с различным составом и плотностью. Химический состав и плотность этих сплавов указаны в таблице 6.1. Как обычно, средняя поглощенной дозы, зарегистрированная детекторами, была оценена для толщины 3 см от каждого материала, а изменение поглощенной дозы (Гр) в зависимости от типа материала показано на рисунке 7.4. Капсула контейнера для захоронения радиоактивных отходов обычно изготавливается из нержавеющей стали плотностью 7,89 г/см³. В настоящей работе капсула из нержавеющей стали толщиной 3 см заменена на капсулу толщиной стенки 3 см из различных сплавов. Мощность эквивалентной дозы увеличивается за счет замены нержавеющей стали исследуемыми материалами.

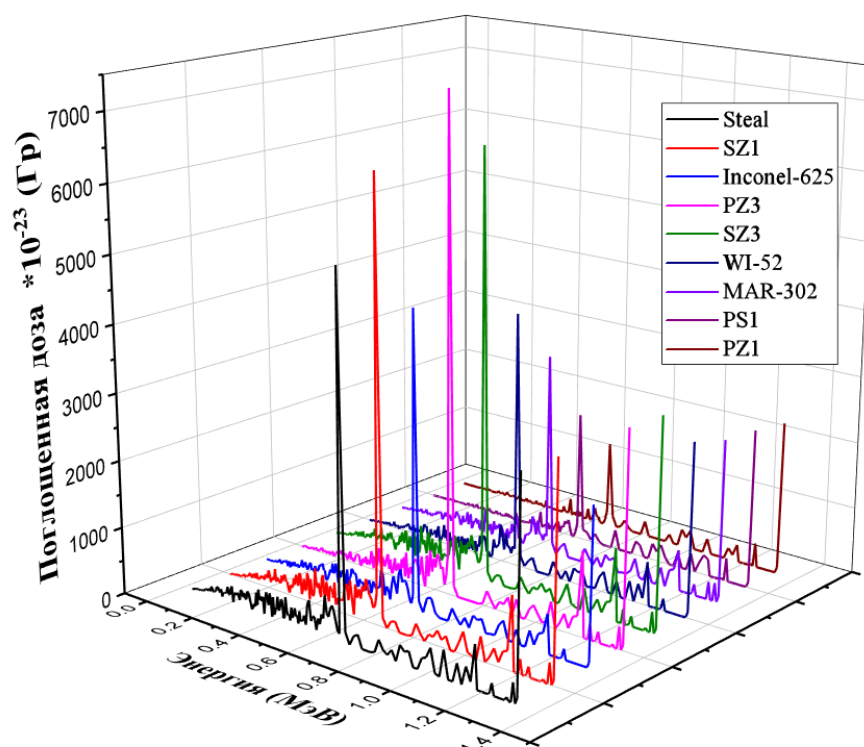


Рисунок 7.4. Изменение поглощенной дозы в зависимости от материала капсулы

Видно, что наибольшая поглощенной дозы среди исследуемых материалов $2,20 \times 10^{-19}$ Гр была получена для бинарного сплава SZ1 с химическим составом 80 мас.% Zn и 20 мас.% Sn). Эта наибольшая поглощенной дозы объясняется низкой плотностью сплава ($\rho = 6.67$ г/см³ по сравнению с плотностями других исследованных материалов. С другой стороны, наименьшее значение поглощенной дозы, зарегистрированное детектором, составляет $7,66 \times 10^{-20}$ Гр, обнаруженное для образца из сплава PZ1 (80 мас.% Pb-20 мас.% Zn) с плотностью 9,62 г/см³. Увеличение плотности элементов в изготовленном сплаве приводит к значительному увеличению общей плотности сплавов и электронной плотности.

В результате количество фотонов, поглощаемых внутри стенки капсулы, увеличивалось с увеличением плотности сплава. Таким образом, количество фотонов, попадающих в ячейку детектора, уменьшалось.

Полученная мощность эквивалентной дозы оценивалась с использованием капсулы толщиной стенки 3 см из различных сплавов (SZ1; Steel; Inconel-625; PZ3; SZ3; WI-52; MAR-302; PS1 и PZ1). Результаты, полученные для мощности

эквивалентной дозы (рисунок 7.5) показывают, что наивысшая мощность эквивалентной дозы составляет 788,86 мкЗв/ч. Это фиксируется при использовании толщины 3 см из сплава SZ1. Затем мощность эквивалентной дозы умеренно уменьшается с увеличением плотности сплава, пока не достигнет 183,81 мкЗв/ч для 3 см сплава PZ1.

Это снижение мощность эквивалентной дозы во многом связано с химическим составом используемых сплавов. Увеличение содержания тяжелых элементов, таких как Pb, W и Bi вызывает значительное увеличение плотности изготовленного сплава, сопровождающееся уменьшением поглощенной дозы и мощности эквивалентной дозы, регистрируемой ячейкой детектора.

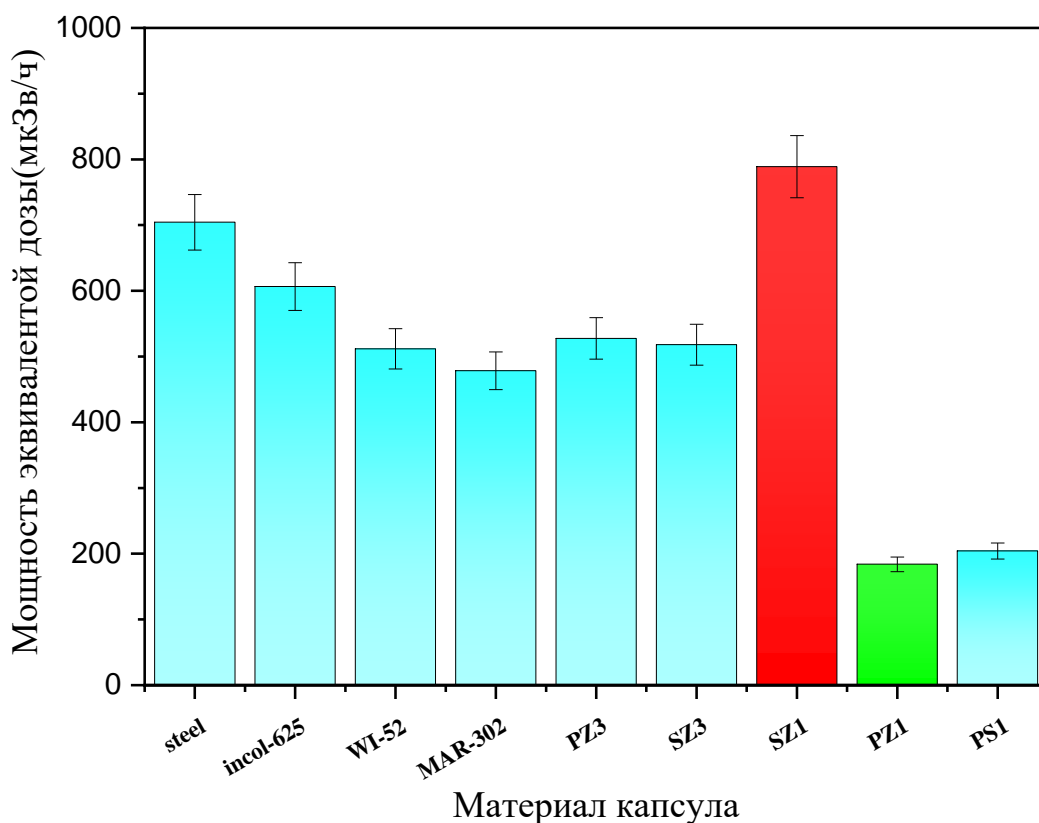


Рисунок 7.5. Влияние материал сплава капсулы на мощность эквивалентной дозе, регистрируемую детектором

7.3. Влияние толщины наполнителя

Изучено влияние промежуточного слоя наполнителя на защитную способность изготовленного контейнера. Основная концепция данного исследуемого этапа заключается в том, что контейнер состоит из внутренней капсулы из сплава PZ1 с толщиной стенки 3 см. После этого влияние толщины наполнителя на поглощенную дозу было изучено и представлено на рисунке 7.6. Самая высокая средняя поглощенная доза составляет $7,66E-20$ Гр, зарегистрированная при экранировании радиоактивных отходов капсулой PZ1 без наполнителя. После этого увеличение толщины наполнителя от 3 до 17 см было связано со значительным уменьшением поглощенной дозы, зарегистрированной детектором. Например, поглощенная доза уменьшается в диапазоне от $4,50E-20$; $3,43E-20$; $2,52E-20$; $1,62E-20$; $1,17E-20$ и $1,03E-20$ Гр с увеличением толщины наполнителя в порядке 3; 6; 9; 12; 15 и 17 см соответственно. Зарегистрированное уменьшение вкладываемой энергии внутри слоя наполнителя меньше, чем зарегистрированное для капсулы из сплава.

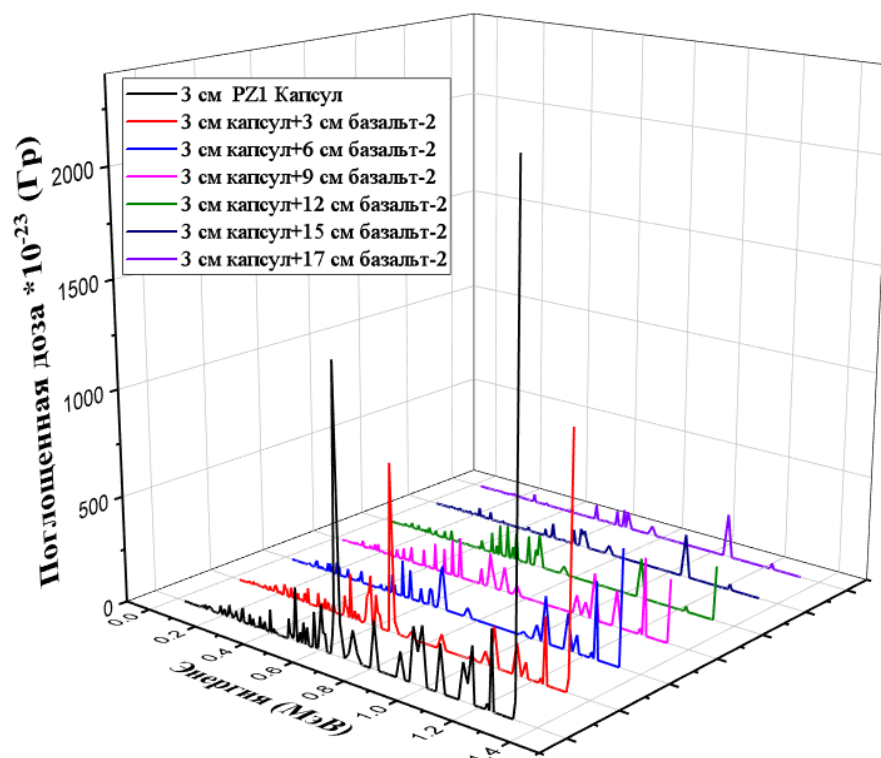


Рисунок 7.6. Изменение поглощенной дозы в зависимости от толщины наполнителя

Упомянутое ранее уменьшение выделяемой энергии с увеличением толщины наполнителя отразилось на мощности эквивалентной дозы, рассчитанной для ячейки детектора. На рисунке 7.7 видно, что мощность эквивалентной дозы экспоненциально уменьшается с увеличением толщины наполнителя. Например, мощность эквивалентной дозы была снижена в порядке 183,81; 108,09; 82,23; 60,47; 38,77; 28,04 и 24.6338 мкЗв/ч с увеличением толщины наполнителя в диапазоне 0; 3; 6; 9; 12; 15 и 17 см, соответственно.

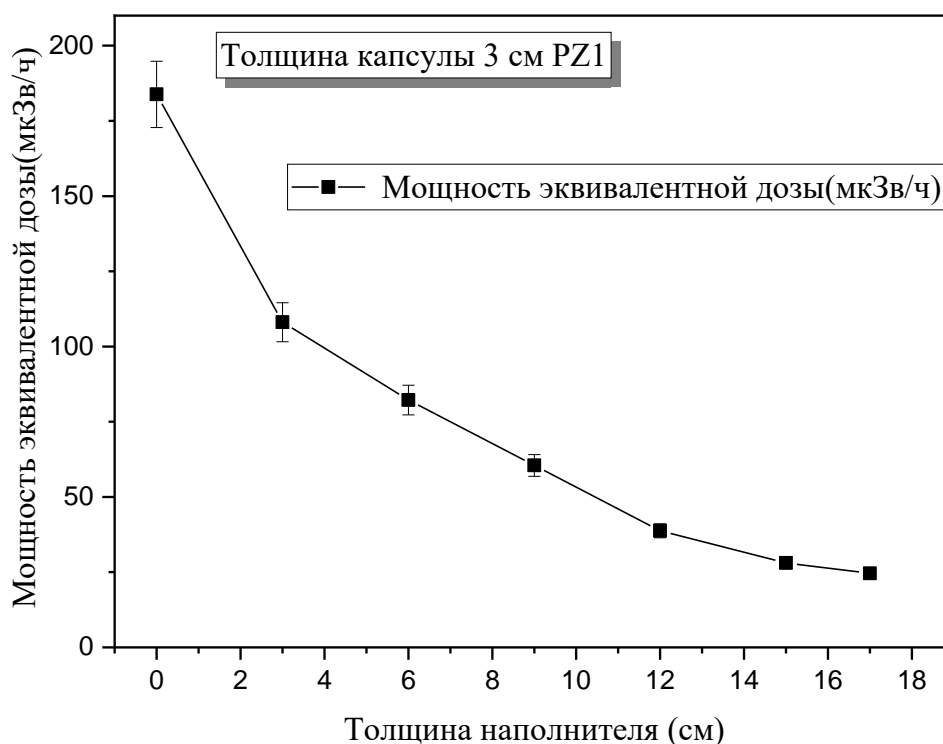


Рисунок 7.7. Изменение мощность эквивалентной дозы в зависимости от толщины наполнителя

7.4. Влияние типа наполнителя

В данном исследовании в качестве наполнителей рассматривались природные породы базальт-1, базальт-2, базальт-сил, известняк и риолит с плотностью от 2,00 до 2,96 г/см³. Было оценено влияние этих горных пород на ослабление потока фотонов, выходящего из капсулы с РАО, выполненной из сплава

PZ1. На рисунке. 7. 8 показано изменение поглощенной дозы (Гр) в зависимости от типа наполнителя.

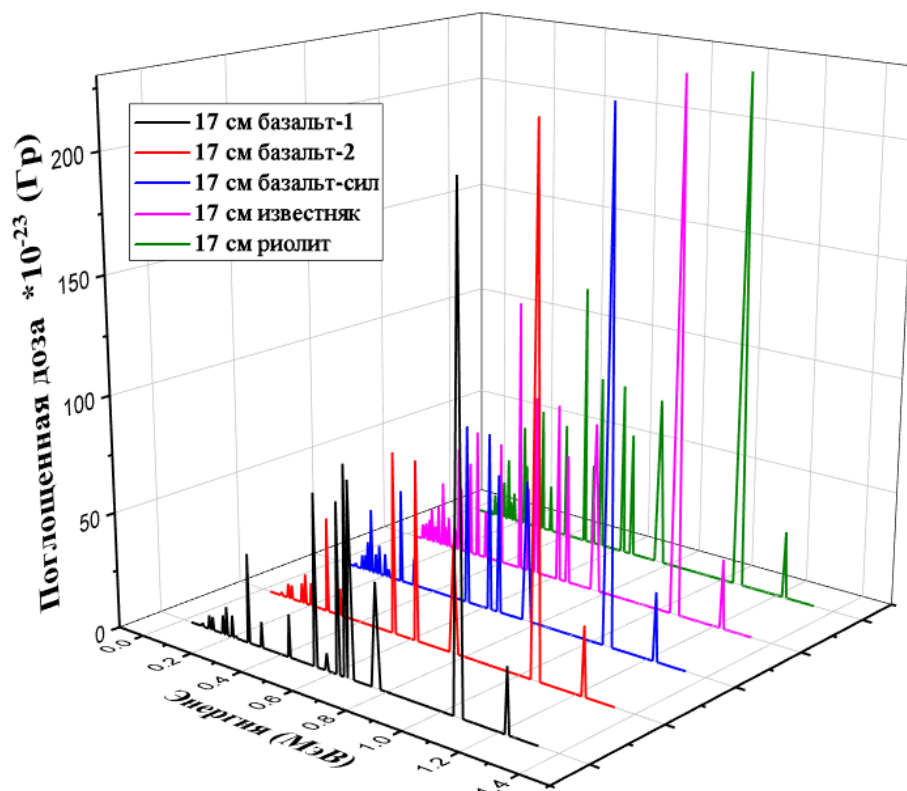


Рисунок 7.8. Изменение поглощенной дозы в зависимости от материала наполнителя

Наименьшая средняя поглощенная доза зафиксирована для наполнителей толщиной 17 см из базальта-1 и базальта-2. Средняя поглощенная доза составляет $1,026E-20$ и $1,003E-20$ Гр для наполнителей базальт-1 и базальт-2, соответственно. Такая низкая зарегистрированная средняя поглощенной дозы обусловлена высокой плотностью образцов базальта-1 и базальта-2 по сравнению с другими природными породами, используемыми в качестве наполнителя. Также в этих природных минералах высокое содержание Fe. Содержание Fe в этих образцах составляет 7,6 и 7,89 мас.% для базальт-1 и базальт-2, соответственно. Напротив, образец риолит, который состоит в основном из кремнезема SiO_2 , имеет самую низкую плотность и наибольшую поглощенной дозы среди изученных образцов породы. Средняя поглощенная доза для образца риолита составляет $1,503E-20$ Гр.

Мощность эквивалентной дозы, достигаемая в детекторе, была рассчитана, когда радиоактивные отходы экранируют 3 см стенки капсулы из сплава PZ1 и материал наполнителя толщиной 17 см (рисунок 7.9).

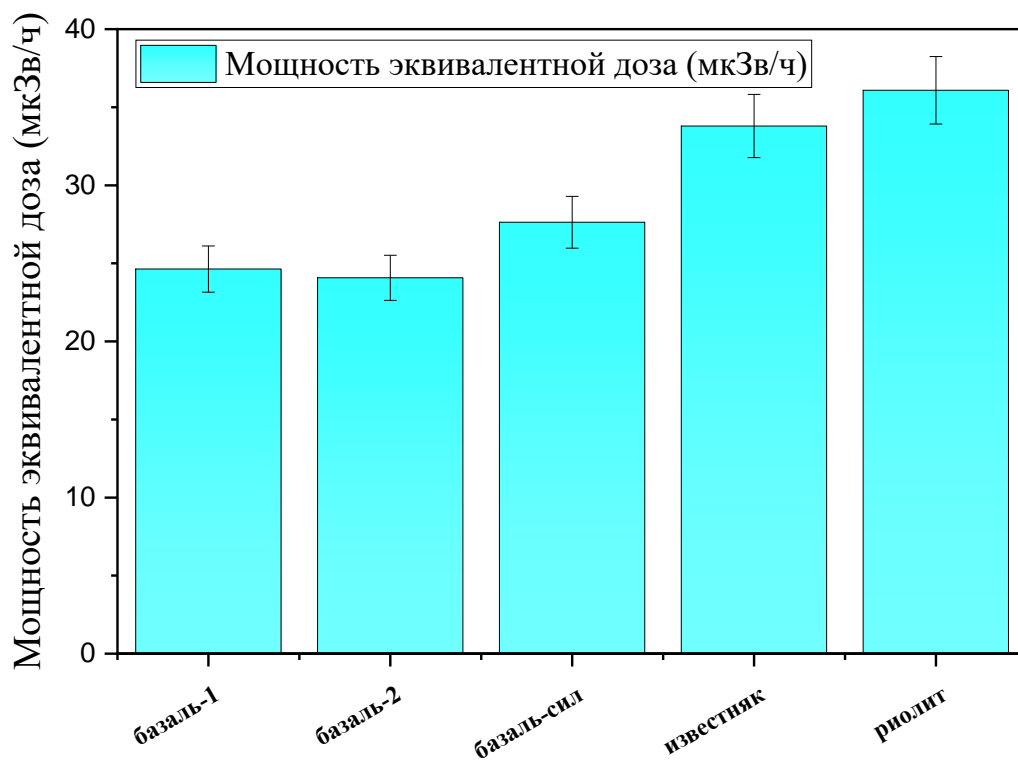


Рисунок 7.9. Изменение мощности эквивалентной дозы в зависимости от материалов наполнителя

Самые низкие мощности эквивалентной дозы составляют 24,63 и 24,07 мкЗв/ч, при использовании наполнителя из базальта-1 и базальта-2, соответственно. Также мощность эквивалентной дозы при использовании наполнителя из базальта-сил и известняка, составляет 27,63 и 33,79 мкЗв/ч. Напротив, самая высокая мощность эквивалентной дозы наблюдается при использовании риолитовых пород в качестве наполнителя, где мощность эквивалентной дозы достигает 36,08 мкЗв/ч.

Как указано на рисунках 7.9 и 7.8, мощность эквивалентной дозы и поглощенная доза менялись в зависимости от типа материала, используемого в качестве наполнителя. Таким образом, был изучен коэффициент увеличения

защитной способности модифицированного контейнера в зависимости от используемого материала. Наибольшее улучшение экранирующих свойств контейнера было получено при использовании базальта-1 и базальта-2 толщиной 17 см с коэффициентом улучшения 86,59 и 86,90%, соответственно. Это соотношение было уменьшено до 84,97; 81,61 и 80,37%, когда наполнитель был сделан из базальта-сил, известняка и риолита, соответственно. Расчет этого отношения основан на количестве фотонов, падающих только на стенку наполнителя (т. е. на количество фотонов, которые проникают через капсулу PZ1 и падают на поверхность наполнителя).

Поглощенная доза в ячейке детектора на расстоянии 1 м от поверхности контейнера, определена отдельно для каждого из трех слоев: 3 см капсулы PZ1; 17 см наполнителя базальт-2 и 15 см бетона М-500, как показано на рисунке 7.10.

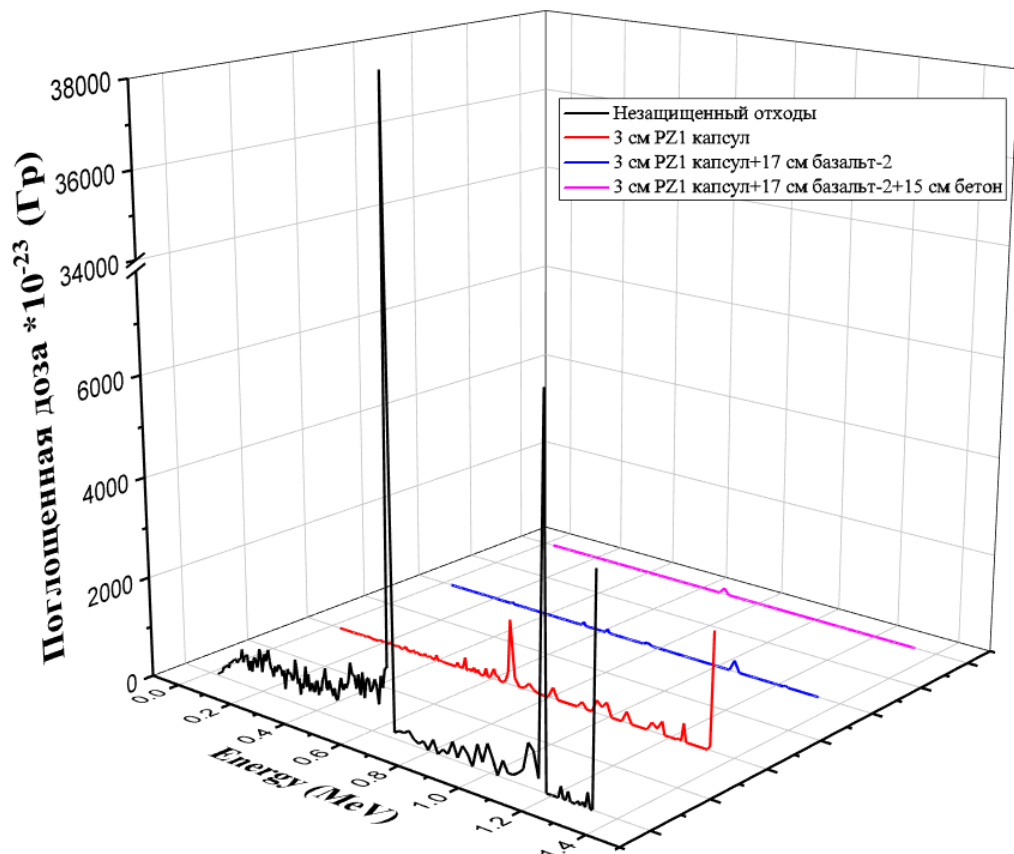


Рисунок 7.10. Поглощенная доза, зарегистрированная в каждой области контейнера

Общая поглощенная доза значительно снижена с $1,29\text{E}-18$ Гр до $1,33\text{E}-21$ Гр для неэкранированного радиоактивного вещества и при использовании трех слоев контейнера (3 см толщиной PZ1, 17 см толщины наполнителя базальт-2 и внешнего бетона 15 см М-500). На основе поглощенной дозы, зарегистрированной детекторами, вычисляется эквивалентная доза, полученная в ячейке детектора (рисунок 7.10).

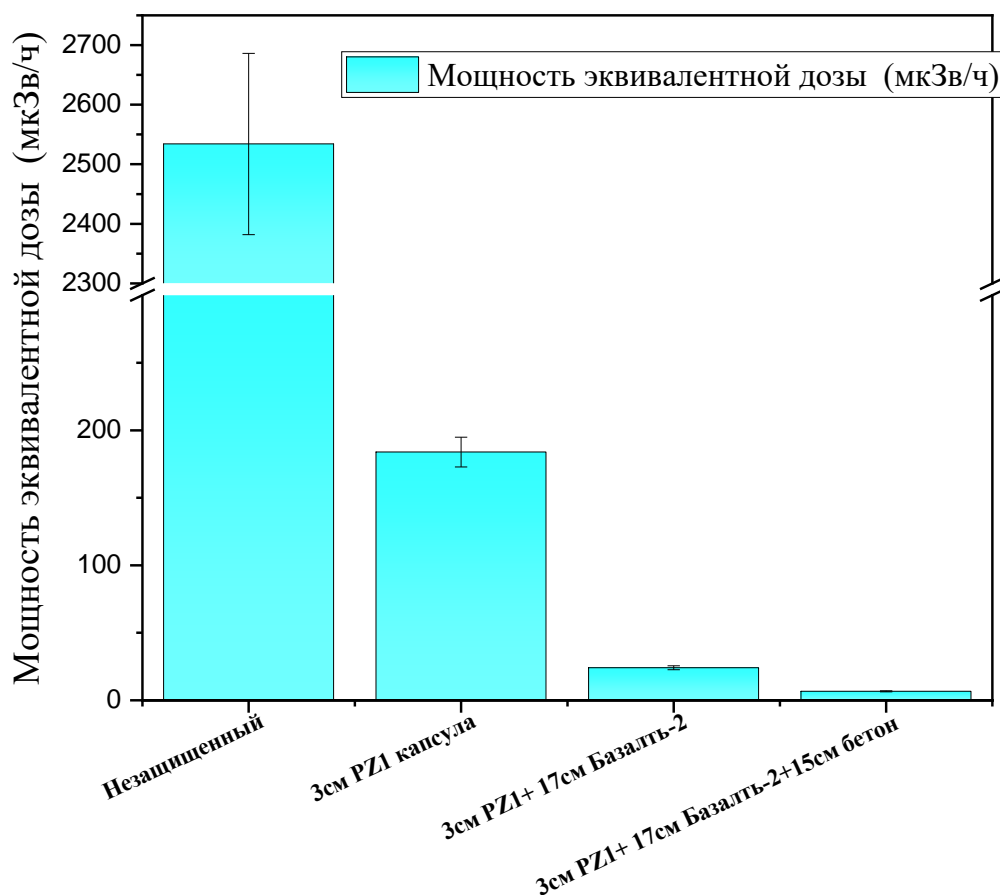


Рисунок 7.11. Мощность эквивалентной дозы в зависимости от защиты

Видно, что мощность эквивалентной дозы уменьшена с 2534,0 для неэкранированных радиоактивных отходов до 183,81; 24,07 и 6,63 мкЗв/ч с учетом толщины капсулы шелушителя PZ1 3 см; толщина капсулы PZ1, толщина 17 см базальта-2; 3 см толщины капсулы PZ1, 17 см толщины базальта-2, 15 см бетона соответственно.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В диссертации представлены результаты исследований природных минералов Республики Египет, бетонов на их основе и некоторых композитных радиационно-защитных материалов (кирпичей, стекол и сплавов) с целью оценки потенциала их применения при сооружении объектов использования атомной энергии. Оценка экранирующих способностей исследуемых материалов проводилась экспериментально (детекторы NaI (Тl) и HPGe), с использованием компьютерного моделирования методом Монте-Карло, а также программы ХСОМ. На основании проведенных экспериментальных и теоретических исследований можно сделать следующие выводы:

1. На основании результатов расчетно-экспериментальных исследований и моделирования с помощью расчетного кода MCNP-5 выявлено, что породы базальт-1 и базальт-2 обладают наибольшей экранирующей способностью среди изученных природных минералов.
2. Исследование зависимости радиационно-защитных свойств бетона от размеров зерен наполнителя (базальт-2) показало, что уменьшение среднего размера зерен от 107 мкм до 25 мкм снижает значение слоя половинного ослабления бетона на 25%.
3. Увеличение содержания базальтового наполнителя от 0 до 100 мас.% (доля замещения песка в составе бетона) при энергии гамма-излучения 0,662 МэВ снижает значение слоя половинного ослабления образцов бетона на 35%.
4. При увеличении давления при прессовании образцов бетона от 1,01 кг/см² до 142,67 кг/см² слой половинного ослабления образцов бетона уменьшается на 56%.
5. Кирпичи на основе диатомитовой глины, легированные тяжелыми отходами металлургического производства, имеют хорошие экранирующие способности по

отношению к гамма-излучению и могут быть использованы для быстровозводимой защиты при выполнении работ в радиационно-опасных условиях.

6. В результате проведенных расчетно-экспериментальных исследований были улучшены радиационно-защитные свойства бессвинцовых стекол (боратных, силикатных, теллуритовых и фосфатных) для использования в качестве радиационной защиты.

7. Модификация стеклянной боратной системы на основе Bi_2O_3 путем добавления соединений La_2O_3 (улучшение оптических свойств), V_2O_3 (улучшение механических свойств) увеличила ее радиационно-защитные свойства на 43%.

8. Теллуритовые стекла имеют более высокую плотность, чем другие стекла, поэтому они обладают хорошими защитными свойствами, но повышенной стоимостью по сравнению с другими типами стекла.

9. Разработанные новые составы стекол (боратных, силикатных, теллуритовых и фосфатных) для экранирования от гамма-излучения могут быть использованы как альтернатива традиционным радиационно-защитным стеклам на основе свинца.

10. Наилучшая экранирующая способность и приемлемая стоимость достигнуты для образцов G5 (на основе боратных стекол) и NSP50 (на основе силикатных стекол).

11. Природные минералы Республики Египет и исследованные сплавы могут быть использованы для дополнительного экранирования радиоактивных отходов, размещаемых в защитном контейнере с соблюдением требований радиационной безопасности при хранении.

12. Результаты оценки стоимости более двухсот составов радиационно-защитных стекол представляют собой полезную базу данных для оптимизации радиационной защиты отдельных частей конструкций ОИАЭ, обеспечивающих визуальный контроль, а также для исследователей в данной области.

Перспективы дальнейшей разработки темы исследования заключаются в развитии следующих направлений:

- оптимизация состава дополнительного экранирования защитных контейнеров для размещения РАО, в том числе с использованием низкоактивных металлических РАО;
- расчетно-экспериментальные исследования полимерных радиационно-защитных материалов.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ

АЭС	Атомная электростанция
ЖРО	Жидкие радиоактивные отходы
КР	Комптоновское рассеяние
МКРЗ	Международная комиссия по радиологической защите
ОИАЭ	Объекты использования атомной энергии
ОП	Образование пар
ПМО	Переходных металлов оксидов
РАО	Радиоактивные отходы
РЗО	Редкоземельных элементов оксиды
РЗМ	Радиационно-защитный материал
ТМО	Тяжелых металлов оксиды
ФЭУ	Фотоэлектронный умножитель
ФЭ	Фотоэлектрический эффект
HPGe	Высокой чистоты германий сцинтилляционный
NaI (Tl)	Сцинтилляционный кристалл йодида натрия, легированный таллием
CsI (Tl)	Сцинтилляционный кристалл йодид цезия легированный таллием
$\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$	Сцинтилляционный кристалл германата висмута
ICP-OES	Опико-эмиссионного спектрометра с индуктивно связанной плазмой
I	Интенсивность излучения прошедшего защитный материал
I_0	Интенсивность излучения без защитного материала
x	Толщина защитной материала
SEM	Сканирующий электронный микроскоп
E	Энергия гамма-излучения

μ	Линейный коэффициент ослабления
μ_m	Массовый коэффициент ослабления
ρ	Плотность
δ	Погрешность
V_M	Молярный объем
M_W	Молекулярная масса
MCNP	Код переноса N-частиц Монте-Карло
FLUKA	FLUktuierende KAskade
$\Delta_{0,5}$	Слой половиного ослабления
Δ_{eq}	Эквивалентная толщина
Z_{eff}	Эффективный атомный номер
RPE	Эффективность радиационной защиты
TF	Коэффициент передачи
G_t	Энергия диссоциации стекла
G_i	Энергия диссоциации соединения
V_i	фактор упаковки
H	Микротвердость

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. 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 p.
2. Nassef M.H., Kinsara A.A. Occupational Radiation Dose for Medical Workers at a University Hospital // Journal of Taibah University for Science. 2017. Vol. 11, № 6. P. 1259–1266.
3. 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. Vol. 5, № 5. P. 449–455.
4. Наумов А.А, Ташлыков О.Л. Минимизация дозовых затрат при ремонтном обслуживании систем и оборудования АЭС // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2010. Vol. 1. P. 80–88.
5. Егоров Ю.А. Основы радиационной безопасности атомных электростанций. М.: Энергоатомиздат, 1982. 272 p.
6. Машкович В. П., Кудрявцева А. В. Защита от ионизирующих излучений . М.: Энергоатомиздат, 1995. 495 p.
7. ICRP. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4)., 2007.
8. Anshul A., Amritphale S. S., Chandra N., Ramakrishnan N., Shrivastava A., Verma U. S. P. Chemically formulated ceramic gamma ray irradiation shielding materials utilising red mud // Advances in Applied Ceramics. 2009. Vol. 108, № 7. P. 429–437.

9. Needleman H. Lead Poisoning // *Annual Review of Medicine*. 2004. Vol. 55, № 1. P. 209–222.
10. Kaur T., Sharma J., Singh T. Review on scope of metallic alloys in gamma rays shield designing // *Progress in Nuclear Energy*. 2019. Vol. 113. P. 95–113.
11. Aygün B., Şakar E., Cinan E., Yorgun N. Y., Sayyed M. I., Agar O., Karabulut A. Development and production of metal oxide doped glasses for gamma ray and fast neutron shielding // *Radiation Physics and Chemistry*. 2020. Vol. 174. P. 108897.
12. Zorla E., Ipbüker C., Biland A., Kiisk M., Kovaljov S.; Tkaczyk A. H., Gulik V V. Gulik. Radiation shielding properties of high performance concrete reinforced with basalt fibers infused with natural and enriched boron // *Nuclear Engineering and Design*. 2017. Vol. 313. P. 306–318.
13. Makarious A. S., Bashter I. I., El-Sayed Abdo A., Samir Abdel Azim M., Kansouh W. A. On the utilization of heavy concrete for radiation shielding // *Annals of Nuclear Energy*. 1996. Vol. 23, № 3. P. 195–206.
14. Ouda A.S. Estimation of Radiation Properties of High-Performance Concrete for Use in Nuclear Installations // *Journal of Materials in Civil Engineering*. 2016. Vol. 28, № 11. P. 04016121.
15. Mesbahi A., Ghiasi H. Shielding properties of the ordinary concrete loaded with micro- and nano-particles against neutron and gamma radiations // *Applied Radiation and Isotopes*. 2018. Vol. 136. P. 27–31.
16. Sikora P., Abd Elrahman M., Horszczaruk E., Brzozowski, P., Stephan D. Incorporation of magnetite powder as a cement additive for improving thermal resistance and gamma-ray shielding properties of cement-based composites // *Construction and Building Materials*. 2019. Vol. 204. P. 113–121.
17. Kansouh W.A. Radiation distribution through serpentine concrete using local materials and its application as a reactor biological shield // *Annals of Nuclear Energy*. 2012. Vol. 47. P. 258–263.

18. Esen Y., Doğan Z.M. Evaluation of physical and mechanical characteristics of siderite concrete to be used as heavy-weight concrete // *Cement and Concrete Composites*. 2017. Vol. 82. P. 117–127.
19. Liu H., Shi J., Qu H., Ding D. An investigation on physical, mechanical, leaching and radiation shielding behaviors of barite concrete containing recycled cathode ray tube funnel glass aggregate // *Construction and Building Materials*. 2019. Vol. 201. P. 818–827.
20. Ismail S., Hoe K.W., Ramli M. Sustainable Aggregates: The Potential and Challenge for Natural Resources Conservation // *Procedia - Social and Behavioral Sciences*. 2013. Vol. 101. P. 100–109.
21. Baalamurugan J., Ganesh Kumar V., Chandrasekaran S., Balasundar S., Venkatraman B., Padmapriya R., Bupesh Raja V. K. Utilization of induction furnace steel slag in concrete as coarse aggregate for gamma radiation shielding // *Journal of Hazardous Materials*. 2019. Vol. 369. P. 561–568.
22. Balletto G., Mei G., Garau C. Relationship between Quarry Activity and Municipal Spatial Planning: A Possible Mediation for the Case of Sardinia, Italy // *Sustainability*. 2015. Vol. 7, № 12. P. 16148–16163.
23. Dhandapani Y., Santhanam M. Investigation on the microstructure-related characteristics to elucidate performance of composite cement with limestone-calcined clay combination // *Cement and Concrete Research*. 2020. Vol. 129. P. 105959.
24. Çakıroğlu M.A. Investigation of Radiation Shielding Properties of Polypropylene Fiber Reinforced Shotcrete // *Acta Physica Polonica A*. 2016. Vol. 129, № 4. P. 705–706.
25. Sharma A., Reddy G. R., Varshney L., Bharathkumar H., Vaze K. K., Ghosh, A. K.; Kushwaha, H. S.; Krishnamoorthy, T. S. Experimental investigations on

- mechanical and radiation shielding properties of hybrid lead–steel fiber reinforced concrete // *Nuclear Engineering and Design*. 2009. Vol. 239, № 7. P. 1180–1185.
26. Mohammed S. D., Majeed W. Z., Naji N. B., Fawzi N. M. Investigating the influence of gamma ray energies and steel fiber on attenuation properties of reactive powder concrete // *Nuclear Science and Techniques*. 2017. Vol. 28, № 10. P. 153.
27. Chang L., Zhang Y., Liu Y., Fang J., Luan W., Yang X., Zhang W. Preparation and characterization of tungsten/epoxy composites for γ -rays radiation shielding // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*. 2015. Vol. 356–357. P. 88–93.
28. Okuno K. Neutron shielding material based on colemanite and epoxy resin // *Radiation Protection Dosimetry*. 2005. Vol. 115, № 1–4. P. 258–261.
29. Malkapur S. M., Satdive H. Narasimhan M. C., Karkera N. B., Goverdhan P., Sathian V. Effect of mix parameters and hydrogen loading on neutron radiation shielding characteristics of latex modified concrete mixes // *Progress in Nuclear Energy*. 2015. Vol. 83. P. 8–12.
30. Roslan M. K. A., Ismail M., Kueh A. B. H., Zin M. R. M. High-density concrete: Exploring Ferro boron effects in neutron and gamma radiation shielding // *Construction and Building Materials*. 2019. Vol. 215. P. 718–725.
31. Mudgal M., Chouhan R. K., Verma S., Amritphale S. S., Das S., Shrivastva A. Development of advanced, non-toxic, synthetic radiation shielding aggregate // *Radiochimica Acta*. 2018. Vol. 106, № 1. P. 59–68.
32. Tobbala D.E. Effect of Nano-ferrite addition on mechanical properties and gamma ray attenuation coefficient of steel fiber reinforced heavy weight concrete // *Construction and Building Materials*. 2019. Vol. 207. P. 48–58.
33. Abo-El-Enein S. A., El-Hosiny F. I., El-Gamal S. M. A., Amin M. S., Ramadan M. Gamma radiation shielding, fire resistance and physicochemical characteristics of

- Portland cement pastes modified with synthesized Fe₂O₃ and ZnO nanoparticles // *Construction and Building Materials*. 2018. Vol. 173. P. 687–706.
34. Erdem M., Baykara O., Doğru M., Kuluöztürk F. A novel shielding material prepared from solid waste containing lead for gamma ray // *Radiation Physics and Chemistry*. 2010. Vol. 79, № 9. P. 917–922.
 35. Senani M., Ferhoune N., Guettala A. Substitution of the natural sand by crystallized slag of blast furnace in the composition of concrete // *Alexandria Engineering Journal*. 2018. Vol. 57, № 2. P. 851–857.
 36. Ghannam S., Najm H., Vasconez R. Experimental study of concrete made with granite and iron powders as partial replacement of sand // *Sustainable Materials and Technologies*. 2016. Vol. 9. P. 1–9.
 37. Shettima A. U., Hussin M. W., Ahmad Y., Mirza J. Evaluation of iron ore tailings as replacement for fine aggregate in concrete // *Construction and Building Materials*. 2016. Vol. 120. P. 72–79.
 38. Ul Islam M. M., Mo K. H., Alengaram U. J., Jumaat M. Z. Durability properties of sustainable concrete containing high volume palm oil waste materials // *Journal of Cleaner Production*. 2016. Vol. 137. P. 167–177.
 39. Tripathi B., Chaudhary S. Performance based evaluation of ISF slag as a substitute of natural sand in concrete // *Journal of Cleaner Production*. 2016. Vol. 112. P. 672–683.
 40. Elçi H. Utilisation of crushed floor and wall tile wastes as aggregate in concrete production // *Journal of Cleaner Production*. 2016. Vol. 112. P. 742–752.
 41. Singh M., Siddique R. Compressive strength, drying shrinkage and chemical resistance of concrete incorporating coal bottom ash as partial or total replacement of sand // *Construction and Building Materials*. 2014. Vol. 68. P. 39–48.

42. AbuAlRoos N.J., Baharul Amin N.A., Zainon R. Conventional and new lead-free radiation shielding materials for radiation protection in nuclear medicine: A review // *Radiation Physics and Chemistry*. 2019. Vol. 165. P. 108439.
43. Khalaf M.A., Ban C.C., Ramli M. The constituents, properties and application of heavyweight concrete: A review // *Construction and Building Materials*. 2019. Vol. 215. P. 73–89.
44. Maslehuddin M., Naqvi A. A., Ibrahim M., Kalakada Z. Radiation shielding properties of concrete with electric arc furnace slag aggregates and steel shots // *Annals of Nuclear Energy*. 2013. Vol. 53. P. 192–196.
45. Tufekci M.M., Gokce A. Development of heavyweight high performance fiber reinforced cementitious composites (HPFRCC) – Part II: X-ray and gamma radiation shielding properties // *Construction and Building Materials*. 2018. Vol. 163. P. 326–336.
46. Oluwaseun Azeez M., Ahmad S., Al-Dulaijan S. U., Maslehuddin M., Abbas Naqvi. Radiation shielding performance of heavy-weight concrete mixtures // *Construction and Building Materials*. 2019. Vol. 224. P. 284–291.
47. Maharaj D., Mwashia A. Comparative analysis of the transmission factors of lead and concrete manufactured with electric arc furnace slag aggregates // *Construction and Building Materials*. 2016. Vol. 112. P. 1141–1146.
48. Maslehuddin M., Naqvi A. A., Ibrahim M., Kalakada Z. Radiation shielding properties of concrete with electric arc furnace slag aggregates and steel shots // *Annals of Nuclear Energy*. 2013. Vol. 53. P. 192–196.
49. Netinger Grubeša, I.; Barišić, I.; Fucic, A.; Bansode, S. S. *Ferrous slag // Characteristics and Uses of Steel Slag in Building Construction*. Elsevier, 2016. P. 15–30.
50. Beushausen H., Alexander M., Ballim Y. Early-age properties, strength development and heat of hydration of concrete containing various South African

- slags at different replacement ratios // *Construction and Building Materials*. 2012. Vol. 29. P. 533–540.
51. Shi C., Qian J. High performance cementing materials from industrial slags — a review // *Resources, Conservation and Recycling*. 2000. Vol. 29, № 3. P. 195–207.
 52. Mikhail S.A., Turcotte A.-M. The determination of low levels of crystalline silica in slag and silica fume // *Thermochimica Acta*. 1997. Vol. 292, № 1–2. P. 111–114.
 53. Piatak N.M., Parsons M.B., Seal R.R. Characteristics and environmental aspects of slag: A review // *Applied Geochemistry*. 2015. Vol. 57. P. 236–266.
 54. Maharaj D., Mwashia A. Comparative analysis of the transmission factors of lead and concrete manufactured with electric arc furnace slag aggregates // *Construction and Building Materials*. 2016. Vol. 112. P. 1141–1146.
 55. González-Ortega M. A., Segura I., Cavalaro S. H. P., Toralles-Carbonari B., Aguado A., Andrello A. C. Radiological protection and mechanical properties of concretes with EAF steel slags // *Construction and Building Materials*. 2014. Vol. 51. P. 432–438.
 56. Pomaro B., Gramegna F., Cherubini R., de Nadal V., Salomoni, V., Faleschini F. Gamma-ray shielding properties of heavyweight concrete with Electric Arc Furnace slag as aggregate: An experimental and numerical study // *Construction and Building Materials*. 2019. Vol. 200. P. 188–197.
 57. Papachristoforou M., Papayianni I. Radiation shielding and mechanical properties of steel fiber reinforced concrete (SFRC) produced with EAF slag aggregates // *Radiation Physics and Chemistry*. 2018. Vol. 149. P. 26–32.
 58. El-Samrah M.G., Abdel-Rahman M.A.E., el Shazly R.M. Effect of heating on physical, mechanical, and nuclear radiation shielding properties of modified concrete mixes // *Radiation Physics and Chemistry*. 2018. Vol. 153. P. 104–110.

59. Ouda A.S. Estimation of Radiation Properties of High-Performance Concrete for Use in Nuclear Installations // *Journal of Materials in Civil Engineering*. 2016. Vol. 28, № 11. P. 04016121.
60. Baalamurugan J., Ganesh Kumar V., Chandrasekaran S., Balasundar S., Venkatraman B., Padmapriya R., Bupesh Raja V. K. Utilization of induction furnace steel slag in concrete as coarse aggregate for gamma radiation shielding // *Journal of Hazardous Materials*. 2019. Vol. 369. P. 561–568.
61. Wang G.C. Nonferrous metal extraction and nonferrous slags // *The Utilization of Slag in Civil Infrastructure Construction*. Elsevier, 2016. P. 35–61.
62. Alwaeli M. Investigation of gamma radiation shielding and compressive strength properties of concrete containing scale and granulated lead-zinc slag wastes // *Journal of Cleaner Production*. 2017. Vol. 166. P. 157–162.
63. Sayyed M. I., AlZaatreh M. Y., Dong M. G., Zaid M. H. M., Matori K. A., Tekin H. O. A comprehensive study of the energy absorption and exposure buildup factors of different bricks for gamma-rays shielding // *Results in Physics*. 2017. Vol. 7. P. 2528–2533.
64. Saca N., Radu L., Fugaru V., Gheorghe M., Petre I. Composite materials with primary lead slag content: Application in gamma radiation shielding and waste encapsulation fields // *Journal of Cleaner Production*. 2018. Vol. 179. P. 255–265.
65. Yadollahi A., Nazemi E., Zolfaghari A., Ajorloo A. M. Application of artificial neural network for predicting the optimal mixture of radiation shielding concrete // *Progress in Nuclear Energy*. 2016. Vol. 89. P. 69–77.
66. Kubissa W. Utilisation of Copper Slag Waste and Heavy-weight Aggregates for Production of Pre-cast shielding Concrete Elements // *Journal of Sustainable Architecture and Civil Engineering*. 2018. Vol. 22, № 1.

67. Singovszka E., Estokova A. Examination of potential radiation hazard of concrete composites with different slags as additives // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. 2018. Vol. 385. P. 012050.
68. Alwaeli M. Application of granulated lead–zinc slag in concrete as an opportunity to save natural resources // Radiation Physics and Chemistry. 2013. Vol. 83. P. 54–60.
69. Boncukcuoğlu R., Kocakerim M. M., Tosunoğlu V., Yilmaz M. T. Utilization of trommel sieve waste as an additive in Portland cement production // Cement and Concrete Research. 2002. Vol. 32, № 1. P. 35–39.
70. Kharita M.H., Yousef S., AlNassar M. Review on the addition of boron compounds to radiation shielding concrete // Progress in Nuclear Energy. 2011. Vol. 53, № 2. P. 207–211.
71. Boncukcuoğlu R., İçelli O., Erzeneoğlu S., Muhtar Kocakerim. Comparison of radioactive transmission and mechanical properties of Portland cement and a modified cement with trommel sieve waste // Cement and Concrete Research. 2005. Vol. 35, № 6. P. 1082–1087.
72. Çullu M., Ertaş H. Determination of the effect of lead mine waste aggregate on some concrete properties and radiation shielding // Construction and Building Materials. 2016. Vol. 125. P. 625–631.
73. Çullu M., Bakırhan E. Investigation of radiation absorption coefficients of lead-zinc mine waste rock mixed heavy concrete at 662–1460 keV energy range // Construction and Building Materials. 2018. Vol. 173. P. 17–27.
74. Gallala W., Hayouni Y., Gaied M. E., Fusco M., Alsaied J., Bailey K., Bourham M. Mechanical and radiation shielding properties of mortars with additive fine aggregate mine waste // Annals of Nuclear Energy. 2017. Vol. 101. P. 600–606.
75. M. Nadeem, A. Pofale. Experimental investigation of using slag as an alternative to normal aggregates (coarse and fine) in concrete // Experimental investigation of

- using slag as an alternative to normal aggregates (coarse and fine) in concrete. 2012. Vol. 3, № 1. P. 117–127.
76. A.M.T. Soflić. Characterization of the EAF steel slag as aggregate for use in road construction // CISAP4, 4th International Conference on Safety & Environment in Process Industry. 2010.
77. Yüksel İ. A review of steel slag usage in construction industry for sustainable development // Environment, Development and Sustainability. 2017. Vol. 19, № 2. P. 369–384.
78. Azeez A., Mohammed K., Abdullah M., Hussin K., Sandu A., Razak R. The Effect of Various Waste Materials' Contents on the Attenuation Level of Anti-Radiation Shielding Concrete // Materials. 2013. Vol. 6, № 10. P. 4836–4846.
79. Oluwaseun Azeez M., Ahmad S., Al-Dulaijan S. U., Maslehuddin M., Abbas Naqvi A. Radiation shielding performance of heavy-weight concrete mixtures // Construction and Building Materials. 2019. Vol. 224. P. 284–291.
80. Alwaeli M. The implementation of scale and steel chips waste as a replacement for raw sand in concrete manufacturing // Journal of Cleaner Production. 2016. Vol. 137. P. 1038–1044.
81. Alwaeli M., Nadziakiewicz J. Recycling of scale and steel chips waste as a partial replacement of sand in concrete // Construction and Building Materials. 2012. Vol. 28, № 1. P. 157–163.
82. Peng Y.-C., Hwang C.-L. Development of high performance and high strength heavy concrete for radiation shielding structures // International Journal of Minerals, Metallurgy, and Materials. 2011. Vol. 18, № 1. P. 89–93.
83. Kılınçarslan Ş. Investigation of Heavy Concretes Produced with Heavy Artificial Aggregates // Acta Physica Polonica A. 2015. Vol. 128, № 2B. P. B-469-B-471.
84. Özen S., Şengül C., Erenoğlu T., Çolak Ü., Reyhancan İ. A., Taşdemir M. A. Properties of Heavyweight Concrete for Structural and Radiation Shielding

- Purposes // *Arabian Journal for Science and Engineering*. 2016. Vol. 41, № 4. P. 1573–1584.
85. Costa P. R., Vieira D. V., Naccache V. K., Ferreira K. R., Prizskulnik S. Evaluation of X-ray spectra transmitted by different concrete compositions // *Radiation Physics and Chemistry*. 2015. Vol. 116. P. 349–354.
86. Tufekci M.M., Gokce A. Development of heavyweight high performance fiber reinforced cementitious composites (HPFRCC) – Part II: X-ray and gamma radiation shielding properties // *Construction and Building Materials*. 2018. Vol. 163. P. 326–336.
87. Sakr K., EL-Hakim E. Effect of high temperature or fire on heavy weight concrete properties // *Cement and Concrete Research*. 2005. Vol. 35, № 3. P. 590–596.
88. Khoury G.A. Effect of fire on concrete and concrete structures // *Progress in Structural Engineering and Materials*. 2000. Vol. 2, № 4. P. 429–447.
89. Singh K. J., Singh N., Kaundal R. S., Singh K. Gamma-ray shielding and structural properties of PbO–SiO₂ glasses // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms*. 2008. Vol. 266, № 6. P. 944–948.
90. Bobkova N.M., Trusova E.E. Low-melting bismuth–borate glass: composition development // *Glass and Ceramics*. 2012. Vol. 68, № 11–12. P. 349–352.
91. Kumar A. Gamma ray shielding properties of PbO–Li₂O–B₂O₃ glasses // *Radiation Physics and Chemistry*. 2017. Vol. 136, № March. P. 50–53.
92. Naseer K.A., Marimuthu K. The impact of Er/Yb co-doping on the spectroscopic performance of bismuth borophosphate glasses for photonic applications // *Vacuum*. Elsevier Ltd, 2021. Vol. 183, № September 2020. P. 109788.
93. Abouhaswa A. S., Sayyed M. I., Altowyan A. S., Al-Hadeethi Y., Mahmoud K. A. Synthesis, structural, optical and radiation shielding features of tungsten trioxides

- doped borate glasses using Monte Carlo simulation and phy-X program // *Journal of Non-Crystalline Solids*. Elsevier, 2020. Vol. 543, № March. P. 120134.
94. Sayyed M. I., Al-Hadeethi Y., AlShammari M. M., Ahmed M., Al-Heniti S. H., Rammah Y. S. Physical, optical and gamma radiation shielding competence of newly boro-tellurite based glasses: $\text{TeO}_2\text{-B}_2\text{O}_3\text{-ZnO-Li}_2\text{O}_3\text{-Bi}_2\text{O}_3$ // *Ceramics International*. 2021. Vol. 47, № 1. P. 611–618.
95. Naseer K. A., Marimuthu, K., Mahmoud K. A., Sayyed M. I. Impact of Bi_2O_3 modifier concentration on barium–zincborate glasses: physical, structural, elastic, and radiation-shielding properties // *The European Physical Journal Plus*. 2021. Vol. 136, № 1. P. 116.
96. Naseer K.A., Arunkumar S., Marimuthu K. The impact of Er^{3+} ions on the spectroscopic scrutiny of Bismuth bariumtelluroborate glasses for display devices and $1.53\ \mu\text{m}$ amplification // *Journal of Non-Crystalline Solids*. 2019. Vol. 520. P. 119463.
97. Chen Q., Naseer K. A., Marimuthu K., Kumar P. S., Miao B., Mahmoud K. A., Sayyed M. I. Influence of modifier oxide on the structural and radiation shielding features of Sm^{3+} -doped calcium telluro-fluoroborate glass systems // *Journal of the Australian Ceramic Society*. 2021. Vol. 57, № 1. P. 275–286.
98. Singh V.P., Badiger N.M. Shielding efficiency of lead borate and nickel borate glasses for gamma rays and neutrons // *Glass Physics and Chemistry*. 2015. Vol. 41, № 3. P. 276–283.
99. Lakshminarayana G., Kumar A., Tekin H. O., Issa S. A. M., Al-Buriahi M. S., Dong M. G., Lee D.-E., Yoon J., Park T. In-depth survey of nuclear radiation attenuation efficacies for high density bismuth lead borate glass system // *Results in Physics*. 2021. Vol. 23. P. 104030.

100. Kaur S., Singh K.J. Investigation of lead borate glasses doped with aluminium oxide as gamma ray shielding materials // *Annals of Nuclear Energy*. 2014. Vol. 63. P. 350–354.
101. Mohajerani A., Martin V., Boyd D., Zwanziger J. W. On the mechanical properties of lead borate glass // *Journal of Non-Crystalline Solids*. 2013. Vol. 381. P. 29–34.
102. Zagrai M., Unguresan M., Rada S., Zhang J., Pica M., Culea E. Local structure in gadolinium-lead-borate glasses and glass-ceramics // *Journal of Non-Crystalline Solids*. 2020. Vol. 546. P. 120259.
103. Kumar A. Gamma ray shielding properties of $\text{PbO-Li}_2\text{O-B}_2\text{O}_3$ glasses // *Radiation Physics and Chemistry*. 2017. Vol. 136. P. 50–53.
104. Alalawi A. Optical features and nuclear radiation shielding efficiency of $\text{ZnO-B}_2\text{O}_3\text{-Ta}_2\text{O}_5$ glasses // *Physica Scripta*. 2020. Vol. 95, № 10. P. 105302.
105. Abouhaswa A.S., Kavaz E. A novel $\text{B}_2\text{O}_3\text{-Na}_2\text{O-BaO-HgO}$ glass system: Synthesis, physical, optical and nuclear shielding features // *Ceramics International*. 2020. Vol. 46, № 10. P. 16166–16177.
106. Alajerami Y. S., Drabold D. A., Thapa R., Sayyed M. I., Mhareb, M. H. A. Physical, structural, optical and gamma-ray shielding properties of $\text{Na}_2\text{O-CdO-Bi}_2\text{O}_3\text{-B}_2\text{O}_3$ glasses // *International Journal of Applied Glass Science*. 2021. Vol. 12, № 2. P. 259–273.
107. Kaewjaeng S., Kothan S., Chaiphaksa W., Chanthima N., Rajaramakrishna R., Kim H. J., Kaewkhao J. High transparency $\text{La}_2\text{O}_3\text{-CaO-B}_2\text{O}_3\text{-SiO}_2$ glass for diagnosis x-rays shielding material application // *Radiation Physics and Chemistry*. 2019. Vol. 160. P. 41–47.
108. Sayyed M. I., Kumar A., Tekin H. O., Kaur R., Singh M., Agar O., Khandaker M. U. Evaluation of gamma-ray and neutron shielding features of heavy metals doped $\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-BaO-Na}_2\text{O-MgO-B}_2\text{O}_3$ glass systems // *Progress in Nuclear Energy*. 2020. Vol. 118. P. 103118.

109. Susoy G., Guclu E. E. A., Kilicoglu O., Kamislioglu M., Al-Buriah M. S., Abuzaid M. M., Tekin H. O. The impact of Cr₂O₃ additive on nuclear radiation shielding properties of LiF–SrO–B₂O₃ glass system // *Materials Chemistry and Physics*. 2020. Vol. 242. P. 122481.
110. Hulbert S.M., Carlson K.A. Is Lead Dust Within Nuclear Medicine Departments a Hazard to Pediatric Patients? // *Journal of Nuclear Medicine Technology*. 2009. Vol. 37, № 3. P. 170–172.
111. Cournoyer M.E. Lead substitution and elimination study // *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*. 2001. Vol. 249, № 2. P. 397–402.
112. Stevenson S., Currie G., Wheat J. Chronic Lead Exposure in Nuclear Medicine // *The Internet Journal of Nuclear Medicine*. 2008. Vol. 5, № 1. P. 1–5.
113. Platias S., Vatalis K.I., Charalampides G. Suitability of Quartz Sands for Different Industrial Applications // *Procedia Economics and Finance*. 2014. Vol. 14. P. 491–498.
114. Navarro J.M.F. Características de las materias primas para la fusión de diferentes tipos de vidrios // *BOLSOC.ESP.CERAM.VÍDR*. 1989. Vol. 28. 449–459 p.
115. Meechoowas E., Pantulap U., Jitwatcharakomal T. Investigation of the Properties of Soda-Lime Silicate Glass Doped with TiO₂ // *Advanced Materials Research*. 2014. Vol. 979. P. 128–131.
116. Mirhadi B., Mehdikhani B. Effect of Batch Melting Temperature and Raw Material on Iron Redox State in Sodium Silicate Glasses // *Journal of the Korean Ceramic Society*. 2011. Vol. 48, № 2. P. 117–120.
117. Šuba J., Štyriaková D. Iron Minerals Removal from Different Quartz Sands // *Procedia Earth and Planetary Science*. 2015. Vol. 15. P. 849–854.
118. Štyriaková I., Bekényiová A., Štyriaková D., Jablonovská K., Štyriak. Second Pilot-Plant Bioleaching Verification of the Iron Removal from Quartz Sands // *Procedia Earth and Planetary Science*. 2015. Vol. 15. P. 861–865.

119. 122. Kowada Y., Adachi H., Tatsumisago M., Minami T. Electronic states of transition metal ions in silicate glasses // *Journal of Non-Crystalline Solids* 192&. 1995. Vol. 193. 316–320 p.
120. Gwinn R., Hess P.C. Iron and titanium solution properties in peraluminous and peralkaline rhyolitic liquids // *Contributions to Mineralogy and Petrology*. 1989. Vol. 101, № 3. P. 326–338.
121. Dickinson J.E., Hess P.C. Rutile solubility and titanium coordination in silicate melts // *Geochimica et Cosmochimica Acta*. 1985. Vol. 49, № 11. P. 2289–2296.
122. Abdel Wahab E.A., Shaaban Kh.S., Yousef E.S. Enhancement of optical and mechanical properties of sodium silicate glasses using zirconia // *Optical and Quantum Electronics*. 2020. Vol. 52, № 10. P. 458.
123. Tekin H. O., Kavaz E., Altunsoy E. E., Kamislioglu M., Kilicoglu O., Agar O., Sayyed M. I., Tarhan N. Characterization of a broad range gamma-ray and neutron shielding properties of MgO-Al₂O₃-SiO₂-B₂O₃ and Na₂O-Al₂O₃-SiO₂ glass systems // *Journal of Non-Crystalline Solids*. 2019. Vol. 518. P. 92–102.
124. El-Mallawany R., Sayyed M. I., Dong M. G., Rammah Y. S. Simulation of radiation shielding properties of glasses contain PbO // *Radiation Physics and Chemistry*. 2018. Vol. 151. P. 239–252.
125. Issa S. A. M., Saddeek Y. B., Sayyed M. I., Tekin H. O., Kilicoglu O. Radiation shielding features using MCNPX code and mechanical properties of the PbO Na₂O B₂O₃CaO Al₂O₃SiO₂ glass systems // *Composites Part B: Engineering*. 2019. Vol. 167. P. 231–240.
126. Ahmad N. S., Mustafa I. S., Mansor I., Malik M. F. I. bin A., Razali N. A. N., Nordin S. Gamma ray shielding characteristic of BiZnBo-SLS and PbZnBo-SLS glass // *Materials Research Express*. 2018. Vol. 5, № 5. P. 055203.

127. Limkitjaroenporn, P.; Cheewasukhanont, W.; Kothan, S.; Kaewkhao, J. Development of New High Transparency Pb-Free Radiation Shielding Glass // *Integrated Ferroelectrics*. 2021. Vol. 214, № 1. P. 181–204.
128. Allahmoradi N., Baghshahi S., Rajabi M. Theoretical and experimental study of PbO-SiO₂-Sb₂O₃ glasses as gamma ray shielding materials // *Journal of the Australian Ceramic Society*. 2018. Vol. 54, № 3. P. 459–465.
129. Tekin H. O., Kavaz E., Papachristodoulou A., Kamislioglu M., Agar O., Altunsoy Guclu E. E., Kilicoglu O., Sayyed M. I. Characterization of SiO₂-PbO-CdO-Ga₂O₃ glasses for comprehensive nuclear shielding performance: Alpha, proton, gamma, neutron radiation // *Ceramics International*. 2019. Vol. 45, № 15. P. 19206–19222.
130. Al-Buriahi M. S., El-Agawany F. I., Sriwunkum C., Akyıldırım H., Arslan H., Tonguc B. T., El-Mallawany R., Rammah Y. S. Influence of Bi₂O₃/PbO on nuclear shielding characteristics of lead-zinc-tellurite glasses // *Physica B: Condensed Matter*. Elsevier B.V., 2020. Vol. 581, № November 2019. P. 411946.
131. Tekin H. O., Singh V. P., Altunsoy E. E., Karahan M., Sayyed M. I.; Erguzel, T. T.; Serdaroglu Kasikci, E.; Konuk, M. Gamma Shielding Properties of Erbium Zinc Tellurite Glass System Using Monte Carlo Method // *Journal of Testing and Evaluation*. 2020. Vol. 48, № 2. P. 20180123.
132. Kılıç G., İşsever U.G., İlik E. The synthesis and characterization of zinc-tellurite semiconducting oxide glasses containing Ta₂O₅ // *Materials Research Express*. 2019. Vol. 6, № 6. P. 065907.
133. Shen X., Zhu Y., Zhou Z., Su X., Zhou M., Zhou Y. Pr³⁺/Nd³⁺ codoped tellurite glass for O+E+S-band broad emission // *Optoelectronics Letters*. 2019. Vol. 15, № 6. P. 424–427.

134. Swapna; Upender G., Sreenivasulu V., Prasad M. Spectroscopic and optical properties of the VO₂⁺ ion doped TeO₂-TiO₂-ZnO-Nb₂O₅ glass system // Journal of the Korean Physical Society. 2016. Vol. 68, № 8. P. 998–1007.
135. Sahar M.R. Glass formation in the TeO₂-ZnO-PbCl₂ system // Journal of Materials Science Letters. 1994. Vol. 13, № 22. P. 1640–1641.
136. REDMAN M.J., CHEN J.H. Zinc Tellurite Glasses // Journal of the American Ceramic Society. 1967. Vol. 50, № 10. P. 523–525.
137. Tagiara N. S., Palles D., Simandiras E. D., Psycharis V., Kyritsis A., Kamitsos E. I. Synthesis, thermal and structural properties of pure TeO₂ glass and zinc-tellurite glasses // Journal of Non-Crystalline Solids. 2017. Vol. 457. P. 116–125.
138. Aziz S., Shaharuddin R., Talib Z. A., Kamari H. M. Synthesis and Optical Properties of ZnO-TeO₂ Glass System Solid state dosimetry View project Solar cells material synthesis and chracterization View project. 2009.
139. Aishwarya K., Vinitha G., Varma G. S., Asokan S., Manikandan N. Synthesis and characterization of barium fluoride substituted zinc tellurite glasses // Physica B: Condensed Matter. 2017. Vol. 526. P. 84–88.
140. Rajeswari R., Babu S.S., Jayasankar C.K. Spectroscopic characterization of alkali modified zinc-tellurite glasses doped with neodymium // Spectrochimica Acta Part A: Molecular and Biomolecular Spectroscopy. 2010. Vol. 77, № 1. P. 135–140.
141. Ibrahim S. E., Rammah Y. S., Hager I. Z., El-Mallawany R. UV and electrical properties of TeO₂-WO₃-Li₂O-Nb₂O₅/Sm₂O₃/Pr₆O₁₁/Er₂O₃ glasses // Journal of Non-Crystalline Solids. 2018. Vol. 498, № December 2017. P. 443–447.
142. Moawad H.M.M., Jain H., El-Mallawany R. DC conductivity of silver vanadium tellurite glasses // Journal of Physics and Chemistry of Solids. 2009. Vol. 70, № 1. P. 224–233.

143. Al-Buriah M. S., Arslan H., Tekin H. O., Singh V. P., Tonguc B. T. MoO₃-TeO₂ glass system for gamma ray shielding applications // *Materials Research Express*. 2020. Vol. 7, № 2. P. 025202.
144. Sayyed M.I., El-Mallawany R. Shielding properties of (100-x)TeO₂-(x)MoO₃ glasses // *Materials Chemistry and Physics*. 2017. Vol. 201. P. 50–56.
145. Almatari M. Gamma radiation shielding properties of glasses within the TeO₂-TiO₂-ZnO system // *Radiochimica Acta*. 2019. Vol. 107, № 6. P. 517–522.
146. Gaikwad D. K., Sayyed M. I., Obaid S. S., Issa S. A. M., Pawar P. P. Gamma ray shielding properties of TeO₂-ZnF₂-As₂O₃-Sm₂O₃ glasses // *Journal of Alloys and Compounds*. 2018. Vol. 765. P. 451–458.
147. Almuqrin A.H., Sayyed M.I. Radiation shielding characterizations and investigation of TeO₂-WO₃-Bi₂O₃ and TeO₂-WO₃-PbO glasses // *Applied Physics A: Materials Science and Processing*. 2021. Vol. 127, № 3.
148. Moulika G., Sailaja S., Reddy B. N. K., Reddy V. S., Dhoble S. J., Reddy B. S. Optical properties of Eu³⁺ & Tb³⁺ ions doped alkali oxide (Li₂O/Na₂O/K₂O) modified boro phosphate glasses for red, green lasers and display device applications // *Physica B: Condensed Matter*. 2018. Vol. 535. P. 2–7.
149. Ryu B.K., Hwang M.K., Kim I.G. Study of Water Resistance of Fe₂O₃ Doped P₂O₅-ZnO-Bi₂O₃ Sealing Glass System // *Korean Journal of Metals and Materials*. 2016. Vol. 54, № 8. P. 621–625.
150. Saad M., Elhouichet H. Good optical performances of Eu³⁺/Dy³⁺/Ag nanoparticles co-doped phosphate glasses induced by plasmonic effects // *Journal of Alloys and Compounds*. 2019. Vol. 806. P. 1403–1409.
151. Hsu J.-H., Bai J., Kim C.-W., Brow R. K., Szabo J., Zervos A. The effects of crystallization and residual glass on the chemical durability of iron phosphate waste forms containing 40 wt% of a high MoO₃ Collins-CLT waste // *Journal of Nuclear Materials*. 2018. Vol. 500. P. 373–380.

152. Souissi F. Z., Ettoumi H., Barré M., Toumi M. Preparation and electrical conductivity of potassium phosphate glasses containing Al₂O₃ // *Journal of Non-Crystalline Solids*. 2018. Vol. 481. P. 585–589.
153. Pascuta P., Borodi G., Jumate N., Vida-Simiti I., Viorel D., Culea E. The structural role of manganese ions in some zinc phosphate glasses and glass ceramics // *Journal of Alloys and Compounds*. 2010. Vol. 504, № 2. P. 479–483.
154. Lai Y., Liang X., Yin G., Yang S., Wang J., Zhu H., Yu H. Infrared spectra of iron phosphate glasses with gadolinium oxide // *Journal of Molecular Structure*. 2011. Vol. 1004, № 1–3. P. 188–192.
155. Cormier G., Capobianco J.A., Monteil A. Molecular dynamics simulation of lead metaphosphate Pb(PO₃)₂ glass // *Journal of Non-Crystalline Solids*. 1994. Vol. 168, № 1–2. P. 115–124.
156. Little Flower G., Sahaya Baskaran G., Srinivasa Reddy M., Veeraiah N. The structural investigations of PbO–P₂O₅–Sb₂O₃ glasses with MoO₃ as additive by means of dielectric, spectroscopic and magnetic studies // *Physica B: Condensed Matter*. 2007. Vol. 393, № 1–2. P. 61–72.
157. Sayyed M. I., Khattari Z. Y., Kumar A., Al-Jundi J., Dong M. G., AlZaatreh M. Y. Radiation shielding parameters of BaO–Nb₂O₅–P₂O₅ glass system using MCNP5 code and XCOM software // *Materials Research Express*. 2018. Vol. 5, № 11. P. 115203.
158. Agar O., Sayyed M. I., Tekin H. O., Kaky K. M., Baki S. O., Kityk I. An investigation on shielding properties of BaO, MoO₃ and P₂O₅ based glasses using MCNPX code // *Results in Physics*. 2019. Vol. 12. P. 629–634.
159. Alotaibi B. M., Sayyed M. I., Kumar A., Alotiby M., Sharma A., Al-Yousef H. A., Alsaif N. A. M., Al-Hadeethi Y. Optical and gamma-ray shielding effectiveness of a newly fabricated P₂O₅–CaO–Na₂O–K₂O–PbO glass system // *Progress in Nuclear Energy*. 2021. Vol. 138. P. 103798.

160. Sayyed M. I., Albarzan B., Almuqrin A. H., El-Khatib A. M., Kumar A., Tishkevich D. I., Trukhanov A. V., Elsafi M. Experimental and Theoretical Study of Radiation Shielding Features of CaO-K₂O-Na₂O-P₂O₅ Glass Systems // *Materials*. 2021. Vol. 14, № 14. P. 3772.
161. Aloraini D. A., Sayyed M. I., Kumar A., Kurtulus R., Almuqrin A. H., Kavas T. Synthesis, structural investigation, mechanical calculations and photon shielding properties of CaO–K₂O–Na₂O–P₂O₅ glass system // *Opt Mater (Amst)*. 2021. Vol. 117. P. 111178.
162. Dogra M., Singh K. J., Kaur K., Anand V., Kaur P. Gamma ray shielding and structural properties of PbO-P₂O₅-Na₂WO₄ glass system. 2017. P. 070019.
163. Al-Buriah M. S., Olarinoye I. O., Alshahrani B., Al-Baradi A. M., Mutuwong C., Arslan H. Optical and gamma-ray absorption features of newly developed P₂O₅–Ce₂O₃–La₂O₃ glass system // *Applied Physics A*. 2021. Vol. 127, № 11. P. 873.
164. Wang K., Hu J., Chen T., Tang J., Zhai Y., Feng Y., Zhao Z., Fan H., Wang K. Radiation shielding properties of flexible liquid metal-GaIn alloy // *Progress in Nuclear Energy*. 2021. Vol. 135. P. 103696.
165. Almuqrin A. H., Jecong J. F. M., Hila F. C., Balderas C. V., Sayyed M. I. Radiation shielding properties of selected alloys using EPICS2017 data library // *Progress in Nuclear Energy*. 2021. Vol. 137. P. 103748.
166. Rani N., Vermani Y.K., Singh T. Gamma radiation shielding properties of some Bi-Sn-Zn alloys // *Journal of Radiological Protection*. 2020. Vol. 40, № 1. P. 296–310.
167. Alshahrani B., Olarinoye I. O., Mutuwong C., Sriwunkum C., Yakout H. A., Tekin H. O., Al-Buriah M. S. Amorphous alloys with high Fe content for radiation shielding applications // *Radiation Physics and Chemistry*. 2021. Vol. 183. P. 109386.

168. Hamad R. M., Mhareb M. H. A., Alajerami Y. S., Sayyed M. I., Saleh G., Hamad M. K., Ziq KhA. A comprehensive ionizing radiation shielding study of Fe_xSe_{0.5}Te_{0.5} alloys with various iron concentrations // *Journal of Alloys and Compounds*. 2021. Vol. 858. P. 157636.
169. Tekin H.O., Kilicoglu O. The influence of gallium (Ga) additive on nuclear radiation shielding effectiveness of Pd/Mn binary alloys // *Journal of Alloys and Compounds*. 2020. Vol. 815. P. 152484.
170. Obaid S.S., Gaikwad D.K., Pawar P.P. Determination of gamma ray shielding parameters of rocks and concrete // *Radiation Physics and Chemistry*. Elsevier Ltd, 2018. Vol. 144. P. 356–360.
171. Mavi B. Experimental investigation of γ -ray attenuation coefficients for granites // *Annals of Nuclear Energy*. 2012. Vol. 44. P. 22–25.
172. Mashkovich V.P., Kudryavtseva A.V. Protection against ionizing radiation. 1995. P. 450.
173. Speit B., Gruen S. Irradiation energy dependence of discoloration in radiation-shielding glasses // ed. Marker III A.J. 1990. P. 92–99.
174. Iqbal M., Tufail M., Mirza S.M. Measurement of natural radioactivity in marble found in Pakistan using a NaI(Tl) gamma-ray spectrometer // *Journal of Environmental Radioactivity*. 2000. Vol. 51, № 2. P. 255–265.
175. Papadopoulos A., Christofides G., Koroneos A., Papadopoulou L., Papastefanou C., Stoulos S. Natural radioactivity and radiation index of the major plutonic bodies in Greece // *Journal of Environmental Radioactivity*. 2013. Vol. 124. P. 227–238.
176. Al-Zahrani J.H. Estimation of natural radioactivity in local and imported polished granite used as building materials in Saudi Arabia // *Journal of Radiation Research and Applied Sciences*. 2017. Vol. 10, № 3. P. 241–245.
177. IAEA. Preparation and certification of IAEA gamma-ray spectrometry reference materials RGU-1, RGTh-1 and RGK-1, IAEA-RI-148 48. 1987.

178. Papadopoulos A. et al. Natural radioactivity and radiation index of the major plutonic bodies in Greece // *Journal of Environmental Radioactivity*. 2013. Vol. 124. P. 227–238.
179. John R. Dean. *Practical Inductively Coupled Plasma Spectroscopy*. second. Northumbria University, Newcastle, UK: Wiley, 2005.
180. Hubbell J. H., Veigele Wm. J., Briggs E. A., Brown R. T., Cromer D. T., Howerton R. J. Atomic form factors, incoherent scattering functions, and photon scattering cross sections // *Journal of Physical and Chemical Reference Data*. 1975. Vol. 4, № 3. P. 471–538.
181. Hubbell J.H., Verbo I.O. Relativistic atomic form factors and photon coherent scattering cross sections // *Journal of Physical and Chemical Reference Data*. 1979. Vol. 8, № 1. P. 69–106.
182. Scofield J.H. *Physics THEORETICAL PHOTOIONIZATION CROSS SECTIONS FROM I TO 1500 keV (UCRL-51326)*. Livermore, California, 1973.
183. Hubbell J.H., Gimm H.A., Verbo I.O. Pair, Triplet, and Total Atomic Cross Sections (and Mass Attenuation Coefficients) for 1 MeV-100 GeV Photons in Elements $Z = 1$ to 100 // *Journal of Physical and Chemical Reference Data*. 1980. Vol. 9, № 4. P. 1023–1148.
184. 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*. 2019. Vol. 51, № 7. P. 1835–1841.
185. 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*. Elsevier, 2020. Vol. 118, № April 2019. P. 103092.
186. Kumar A., Jain A., Sayyed M. I., Laariedh F., Mahmoud K. A., Nebhen J., Khandaker M. U., Faruque M. R. I. Tailoring bismuth borate glasses by

- incorporating PbO/GeO₂ for protection against nuclear radiation // Scientific Reports. Nature Publishing Group UK, 2021. Vol. 11, № 1. P. 1–14.
187. Eyecioğlu Ö., El-Khayatt A. M., Karabul Y., Çağlar M., Toker O., İçelli O. BXCOM: a software for computation of radiation sensing // Radiation Effects and Defects in Solids. 2019. Vol. 174, № 5–6. P. 506–518.
188. Gerward L., Guilbert N., Jensen K. B., Levring H. WinXCom—a program for calculating X-ray attenuation coefficients // Radiation Physics and Chemistry. 2004. Vol. 71, № 3–4. P. 653–654.
189. Şakar E., Özpolat Ö. F., Alım B., Sayyed M. I., Kurudirek M. Phy-X / PSD: Development of a user friendly online software for calculation of parameters relevant to radiation shielding and dosimetry // Radiation Physics and Chemistry. 2020. Vol. 166, № August 2019.
190. Bashter I.I., Makarious A.S., Abdo E.S. Investigation of hematite-serpentine and ilmenite-limonite concretes for reactor radiation shielding // Annals of Nuclear Energy. 1996. Vol. 23, № 1. P. 65–71.
191. Bashter I.I. Calculation of radiation attenuation coefficients for shielding concretes // Annals of Nuclear Energy. 1997. Vol. 24, № 17. P. 1389–1401.
192. Mollah A.S. Evaluation of Gamma Radiation Attenuation Characteristics of Different Type Shielding Materials used in Nuclear Medicine Services // Bangladesh Journal of Nuclear Medicine. 2019. Vol. 21, № 2. P. 108–114.
193. Almuqrin A. H., Sayyed M. I., Albarzan B., Javier-Hila A. M. v., Alwadai N., Kumar A. Mechanical and Gamma-Ray Interaction Studies of PbO–MoO₃–Li₂O–B₂O₃ Glass System for Shielding Applications in The Low Energy Region: A Theoretical Approach // Applied Sciences. 2021. Vol. 11, № 12. P. 5538.
194. Singh G. P., Singh J., Kaur P., Kaur S., Arora D., Kaur R., Kaur K., Singh D. P. Analysis of enhancement in gamma ray shielding proficiency by adding WO₃ in

- Al₂O₃-PbO-B₂O₃ glasses using Phy-X/PSD // Journal of Materials Research and Technology. 2020. Vol. 9, № 6. P. 14425–14442.
195. X-5 Monte Carlo Team. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 // La-Ur-03-1987. 2003. Vol. II.
196. Macfadden N., Gulliford C. Development and Validation of a Geant4 Radiation Shielding Simulation Framework.
197. Ferrari A. et al. FLUKA: A Multi-Particle Transport Code. Menlo Park, CA, 2005.
198. Kilic G.; Ilik E., Mahmoud K. A., El-Mallawany R., El-Agawany F. I., Rammah Y. S. Novel zinc vanadyl boro-phosphate glasses: ZnO–V₂O₅– P₂O₅–B₂O₃: Physical, thermal, and nuclear radiation shielding properties // Ceramics International. 2020. Vol. 46, № 11, Part B. P. 19318–19327.
199. Mahmoud K. A., Tashlykov O. L., Wakil, A. F., Zakaly, H. M. H., Aassy, I. E. Investigation of radiation shielding properties for some building materials reinforced by basalt powder Investigation of Radiation Shielding Properties for Some Building Materials Reinforced by Basalt Powder // AIP Conference Proceedings. 2019. Vol. 020036, № December.
200. Mahmoud K. A., Tashlykov O. L., Mhareb M. H. A., Almuqrin A. H., Alajerami M., Sayyed M. I. A new heavy-mineral doped clay brick for gamma-ray protection purposes // Applied Radiation and Isotopes. Elsevier Ltd, 2021. Vol. 173, № January. P. 109720.
201. Rammah Y. S., Mahmoud K. A., Mohammed F. Q., Sayyed M. I., Tashlykov O. L., El-Mallawany R. Gamma ray exposure buildup factor and shielding features for some binary alloys using MCNP-5 simulation code // Nuclear Engineering and Technology. 2021. Vol. 53, № 8. P. 2661–2668.
202. Chadwick M.B. et al. ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data // Nuclear Data Sheets. 2011. Vol. 112, № 12. P. 2887–2996.

203. Halbleib J.A., Kensek R.P. ITS Version 3.0: The Integrated TIGER series of Coupled Electron/Photon Monte Carlo Transport Codes I.
204. 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. Vol. 136, № 4. P. 428.
205. 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. Vol. 174.
206. Bantan R. A. R., Sayyed M. I., Mahmoud K. A., Al-Hadeethi Y. Application of experimental measurements, Monte Carlo simulation and theoretical calculation to estimate the gamma ray shielding capacity of various natural rocks // *Progress in Nuclear Energy*. Elsevier Ltd, 2020. Vol. 126, № June. P. 103405.
207. Chanthima N., Kaewkhao J., Limsuwan P. Annals of Nuclear Energy Study of photon interactions and shielding properties of silicate glasses containing Bi₂O₃, BaO and PbO in the energy region of 1 keV to 100 GeV // *Annals of Nuclear Energy*. Elsevier Ltd, 2012. Vol. 41. P. 119–124.
208. Obaid S.S., Gaikwad D.K., Pawar P.P. Determination of gamma ray shielding parameters of rocks and concrete // *Radiation Physics and Chemistry*. Elsevier Ltd, 2018. Vol. 144, № January 2017. P. 356–360.
209. Obaid S. S., Sayyed M. I., Gaikwad D. K., Pawar P. P. Attenuation coefficients and exposure buildup factor of some rocks for gamma ray shielding applications // *Radiation Physics and Chemistry*. Elsevier Ltd, 2018. Vol. 148, № February. P. 86–94.
210. Sayyed M. I., AlZaatreh M. Y., Dong M. G., Zaid M. H. M., Matori K. A., Tekin, H. O. A comprehensive study of the energy absorption and exposure buildup factors

- of different bricks for gamma-rays shielding // *Results in Physics*. 2017. Vol. 7. P. 2528–2533.
211. Mann H. S., Brar G. S., Mann K. S., Mudahar G. S. Experimental Investigation of Clay Fly Ash Bricks for Gamma-Ray Shielding // *Nuclear Engineering and Technology*. 2016. Vol. 48, № 5. P. 1230–1236.
212. Kaewjaeng S., Kothan S., Chaiphaksa W., Chanthima N., Rajaramakrishna R., Kim, H. J., Kaewkhao, J. High transparency La₂O₃-CaO-B₂O₃-SiO₂ glass for diagnosis x-rays shielding material application // *Radiation Physics and Chemistry*. Elsevier Ltd, 2019. Vol. 160, № March. P. 41–47.
213. Sanyal B., Goswami M. S. S., Prakasan V., Krishnan M., Ghosh S. K. Thermoluminescence and electron paramagnetic resonance study on rare earth/transition metal doped lithium borate glasses for dosimetry applications // *Journal of Luminescence*. Elsevier B.V., 2019. Vol. 216, № January. P. 116725.
214. Wantana N., Kaewnuam E., Ruangtaweep Y., Kidkhunthod P., Kim H. J., Kothan S., Kaewkhao J. High density tungsten gadolinium borate glasses doped with Eu³⁺ ion for photonic and scintillator applications // *Radiation Physics and Chemistry*. Elsevier Ltd, 2020. Vol. 172, № November 2019. P. 108868.
215. Naseer K. A., Marimuthu K., Mahmoud K. A., Sayyed M. I. Impact of Bi₂O₃ modifier concentration on barium–zincborate glasses: physical, structural, elastic, and radiation-shielding properties // *European Physical Journal Plus*. Springer Berlin Heidelberg, 2021. Vol. 136, № 1.
216. Chen Q., Naseer K. A., Marimuthu K., Kumar P. S., Miao B., Mahmoud K. A., Sayyed M. I. Influence of modifier oxide on the structural and radiation shielding features of Sm³⁺-doped calcium telluro-fluoroborate glass systems // *Journal of the Australian Ceramic Society*. Journal of the Australian Ceramic Society, 2021. Vol. 57, № 1. P. 275–286.

217. Sayyed M. I.; Al-Hadeethi Y.; AlShammari M. M., Ahmed M., Al-Heniti S. H., Rammah Y. S. Physical, optical and gamma radiation shielding competence of newly boro-tellurite based glasses: $\text{TeO}_2\text{-B}_2\text{O}_3\text{-ZnO-Li}_2\text{O}_3\text{-Bi}_2\text{O}_3$ // *Ceramics International*. Elsevier Ltd and Techna Group S.r.l., 2020. Vol. 47, № 1. P. 611–618.
218. Naseer K.A., Arunkumar S., Marimuthu K. The impact of Er^{3+} ions on the spectroscopic scrutiny of Bismuth bariumtelluroborate glasses for display devices and $1.53\ \mu\text{m}$ amplification // *Journal of Non-Crystalline Solids*. Elsevier, 2019. Vol. 520, № May. P. 119463.
219. Naseer K.A., Marimuthu K. The impact of Er/Yb co-doping on the spectroscopic performance of bismuth borophosphate glasses for photonic applications // *Vacuum*. Elsevier Ltd, 2021. Vol. 183, № September 2020. P. 109788.
220. Divina R., Marimuthu K., Mahmoud K. A., Sayyed M. I. Physical and structural effect of modifiers on dysprosium ions incorporated boro-tellurite glasses for radiation shielding purposes // *Ceramics International*. Elsevier Ltd and Techna Group S.r.l., 2020. Vol. 46, № 11. P. 17929–17937.
221. Abouhaswa A. S., Sayyed M. I., Mahmoud K. A., Al-Hadeethi Y. Direct influence of mercury oxide on structural, optical and radiation shielding properties of a new borate glass system // *Ceramics International*. Elsevier Ltd and Techna Group S.r.l., 2020. Vol. 46, № 11. P. 17978–17986.
222. Sayyed M. I., Mahmoud K. A., Tashlykov O. L., Khandaker M. U., Faruque M. R. I. 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* (Switzerland). 2021. Vol. 11, № 1. P. 1–15.
223. SCHOTT AG. Radiation Shielding Glasses. Hattenbergstrasse 10 55122 Mainz Germany, 2013.

224. 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.
225. Nosov Yu. v., Rovneiko A. v., Tashlykov O. L., Shcheklein S. E. Decommissioning Features of BN-350, -600 Fast Reactors // Atomic Energy. 2019. Vol. 125, № 4. P. 219–223.
226. Tashlykov O. L., Khomyakov A. P., Mordanov S. v., 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. 2021. P. 020032.
227. 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.
228. 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, № 12. P. 1718–1726.
229. Tashlykov O. L., Shcheklein S. E., Russkikh I. M., Seleznev E. N., Kozlov A. v. Composition Optimization of Homogeneous Radiation-Protective Materials for Planned Irradiation Conditions // Atomic Energy. 2017. Vol. 121, № 4. P. 303–307.
230. 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, № 12. P. 1451–1456.
231. 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.

232. 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)