Федеральное медико-биологическое агентство

Федеральное государственное бюджетное учреждение «Государственный научный центр Российской Федерации - Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна»

На правах рукописи

ЦОВЬЯНОВ АЛЕКСАНДР ГЕОРГИЕВИЧ

# Радиационно-гигиенические и радиобиологические аспекты безопасности при производстве смешанного нитридного уран-плутониевого топлива

специальность 1.5.1 – «Радиобиология»

**диссертация на соискание ученой степени**

**кандидата биологических наук**

**Научный руководитель:**
д.м.н, профессор, член-кор. РАН
Самойлов Александр Сергеевич

**Научный консультант**:
д.б.н., к.т.н., профессор
Коренков Игорь Петрович

Москва - 2022

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ …… 3
Глава 1 Литературный обзор …… 9
Глава 2 Материалы и методы исследований …….. 30
2.1 Исследуемые физико-химические характеристики радиоактивных аэрозолей … 30
2.2 Определение дисперсности аэрозолей с помощью импакторов …… 31
2.3 Определение дисперсности аэрозолей с помощью пакета фильтров …… 36
2.4 Радионуклидный состав ……. 39
2.5 Исследование реакционных свойств аэрозолей СНУП топлива …… 41
2.6 Исследуемые характеристики внешнего облучения …… 42
2.7 Исследование полей фотонного и нейтронного излучения …… 43
2.7.1 Исследование дозовых характеристик полей фотонного и нейтронного излучений …….. 43
2.7.2 Исследование энергетических характеристик полей фотонного и нейтронного излучения …… 46
2.8 Оценка индивидуальных доз внешнего облучения ……. 47
2.9 Оценка ожидаемых доз внутреннего облучения ……. 50
Глава 3 Радиационно-гигиеническая оценка факторов производственной среды, влияющих на безопасность персонала …… 54
3.1 Исследование полей фотонного излучения …….. 56
3.2 Исследование полей нейтронного излучения …….. 57
3.3 Исследование неравномерности облучения персонала ……... 59
4 Исследование физико-химических свойств аэрозолей СНУП, определяющих эффективную дозу облучения персонала …….. 71
4.1 Исследование физико-химических свойств аэрозолей СНУП топлива …… 71
4.2 Исследования дисперсного состава аэрозолей …….. 71
4.3 Определение дисперсности аэрозолей с помощью пакета фильтров ……... 73
4.4 Исследование динамики и пространственного распространения аэрозолей …… 73
4.4.1 Результаты исследования дисперсного состава радиоактивных аэрозолей ….. 83
4.5 Исследование реакционных свойств СНУП топлива в воздушной среде …… 89
4.6 Исследование реакционных свойств СНУП топлива в воздушной среде …… 91
4.7 Радиобиологические аспекты ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей в производстве СНУП топлива …….. 105
5 Оценка риска и обоснование требований по проведению медицинского наблюдения персонала ……. 108
5.1 Оценка риска отдаленных последствий …… 108
5.2 Оценка доз внутреннего облучения …….. 110
5.3 Прогноз радиационных рисков …….. 112
5.4 Обоснование требований по медицинскому наблюдению персонала ……... 117
ЗАКЛЮЧЕНИЕ …… 119
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ ……. 121

# ВВЕДЕНИЕ

**Актуальность**

В России в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010-2015 годов и на перспективу до 2020 года» стартовала программа перевода атомной энергетики страны на новую технологическую платформу, предусматривающую замену атомных станций, работающих на тепловых нейтронах, на атомные станции с реакторами на быстрых нейтронах, работающих в замкнутом ядерным топливным циклом с высоким воспроизводством ядерного делящегося материала. В настоящее время в рамках проектного направления «Прорыв» на предприятиях Госкорпорации «Росатом» разрабатываются и апробируются новые технологии по фабрикации-рефабрикации смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива, разрабатываются новые технические решения и технические проекты по созданию реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем и модуля переработки отработавшего ядерного топлива. Важно подчеркнуть, что разработка и внедрение новых ядерных технологий и новых материалов должны реализовываться в тесной связи с проведением радиационно-гигиенических исследований, направленных на обеспечение радиационной защиты персонала и населения, а также на охрану окружающей среды. За длительный срок развития отечественной ядерной энергетики, строительства АЭС, первоначально в СССР, а затем в России, аналогичного развития за рубежом, плеядой отечественных ученых (О.С. Андреева, Д.П. Асанов, В.И.Бадьин, Г.Д. Байсоголов, В.С. Балабуха, Л.А. Булдаков, А.И. Бурназян, Г.П. Галибин, П.Д. Горизонтов, Д.И. Закутинский, Л.А. Ильин, И.П. Коренков, И.А. Кошурникова, А.В. Лебединский, В.К. Лемберг, А.Ф. Лызлов, Э.Р. Любчанский, Ю.И. Москалев, Ю.В. Новиков, Н.Д. Окладникова, Г.М. Пархоменко, М.Э. Сокольников, А.К. Гуськова, В.В. Хозряков и др.) рассмотрен весь комплекс проблем связанных с обеспечением радиологической и радиационной безопасности работ с ураном и плутонием. При всех видах и формах обращения с этими радиотоксичными элементами разработаны радиологические, санитарно-гигиенические аспекты организации безопасного проведения работ и осуществлении радиационного контроля. Однако, с появлением новых ядерных топливных материалов выявилось отсутствие литературных данных по оценке новых ядерных топливных материалов как источников ионизирующего излучения, радиационно-гигиенической оценке факторов производственной среды, отсутствие анализа воздействия на персонал внешнего фотонного и нейтронного облучения, отсутствие физико-химических характеристик радиоактивных аэрозолей,

определяющих их радиобиологическую опасность. Сложившаяся ситуация затрудняет осуществление санитарно-эпидемиологический надзора, обеспечение радиационной безопасности персонала и населения, планирование лечебно-реабилитационных мероприятия у персонала, занятого на производстве смешанного нитридного уран - плутониевого топлива. Исходя из этого, решение проблем обеспечения радиационной безопасности при производстве смешанного нитридного уран - плутониевого топлива является важной и актуальной задачей, которая решается в диссертации.

**Целью** диссертационной работы является выявление и научное обоснование радиационно-гигиенической и радиобиологической значимости в оценке воздействия радиационных факторов на персонал, работающий со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом.

**Задачами работы** являются:

1. Радиационно-гигиеническая оценка факторов производственной среды, влияющих на радиационную безопасность персонала (исследование характеристик полей нейтронного и фотонного излучения на рабочих местах, физико-химические свойства аэрозолей, уровней ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей, выявление наиболее опасных для человека «дозозатратных» операций.

2. Исследование особенностей факторов производственной среды, влияющих на формирование индивидуальных доз внешнего и внутреннего облучения персонала (с учетом неравномерности внешнего облучения, исследование радиационных свойств аэрозолей СНУП топлива в воздушной среде).

3. Исследование физико-химических свойств радиоактивных аэрозолей СНУП-соединений (морфологический, дисперсный и химический состав, растворимость) определяющих радиологическую значимость этих аэрозолей.

4. Определение первичного метаболизма СНУП аэрозолей при ингаляционном поступлении аэрозолей смешанного нитридного уран - плутониевого топлива.

**Научная новизна**

- впервые получены количественные и качественные характеристики радиационных факторов воздействия на персонал участвующий в производстве ТВЭЛ из СНУП топлива;
- впервые разработан научно обоснованный подход к оценке радиационной опасности, с учетом многофакторного воздействия (фотонно-нейтронное облучение, ингаляционно-пероральное поступление СНУП аэрозолей) на персонал в производстве ТВЭЛ из СНУП топлива;

– впервые проведена оценка риска соматико-стохастических эффектов при работе со СНУП топливом;
– впервые показано, что по радиобиологическому воздействию СНУП топливо представляет новый класс радиотоксичного вещества обладающего специфичным первичным метаболизмом при ингаляционном поступлении в организм, отличного от известных.

**Основные положения, выносимые на защиту:**

1. Радиационно-гигиеническая характеристика технологического процесса получения СНУП-топлива по факторам определяющим внешнее и внутреннее облучение, референтные уровни безопасности при основных процедурах получения СНУП-топлива.

2. Референтная модель аэрозольных частиц. Определены дисперсность, распределение соединений элементов по типам при ингаляции, морфология и химическая форма аэрозольных частиц смешанного нитрида уран-плутониевого топлива.

3. Первичный метаболизм аэрозольных частиц при ингаляции, распределение частиц по депо фиксации – торакальная фракция - поступление в нижние отделы дыхательных путей преимущественно в оксидных формах, экстраторакальная фракция - поступление в ЖКТ преимущественно в нитридной форме.

**Достоверность результатов** определяется:

- проведением исследований в производственных и лабораторных условиях аккредитованной лабораторией (аккредитации САРК RU.0001.443226 от 16.12.2016);
- использованием поверенных средств измерения и аттестованных методик;
- большим объемом экспериментальных данных и воспроизводимостью полученных экспериментальных зависимостей операционных и референтных показателей в течение всего периода исследований;
- применением для обработки экспериментальных данные современных пакетов статистического анализа (Statistika 7, Golden Software Surfer, Matcad, Star-CCM).

**Практическая значимость диссертационной работы**

– выявлены особенности воздействия радиационных факторов на персонал, снижающие консервативность оценок доз внешнего и внутреннего облучения персонала и разработаны рекомендации по снижению дозовых нагрузок;
– разработаны рекомендации по проведению радиационного контроля на всех этапах работы со СНУП топливом;
– полученные результаты могут быть использованы при разработке клинических рекомендации по оценке состояния здоровья;

- Патент на изобретение № 2239815. Каскадный импактор. 11.02.2003 г. Сертифицирован, номер в Госреестре СИ № 28021-04, в 2014 г. присвоен Знак качества.
- Патент на изобретение № 2509375. Импактор-фантом респираторного тракта человека. 29.05.2012 г.

**Апробация работы**

Основные результаты исследований были доложены на научных конференциях:

1. VIII Съезд по радиационным исследованиям. Москва, 12-15 окт. 2021. Дубна: ОИЯИ, 2021, с. 422. ISBN 978-5-9530 // А.Г. Цовьянов, С.М. Шинкарев, И.П. Коренков, Н.К. Шандала, А.С. Самойлов Исследование физико-химических свойств аэрозолей в производстве смешанного нитридного уран-плутониевого топлива для ядерных реакторов нового поколения
2. Научно-практический семинар «Современное состояние, существующие проблемы и перспективы развития лабораторий дозиметрии внутреннего облучения в системе ФМБА России». 27 мая 2021 г. // Цовьянов А.Г**.** «Факторы внутреннего облучения персонала в экспериментальном производстве смешанного нитридного уран-плутониевого топлива. Радиационно-гигиеническая оценка».

**Личный вклад.** Результаты исследования получены при выполнении НИР «Обоснование санитарно-гигиенических требований для объектов ОДЭК АО «СХК» в рамках договора № 33 от 04.06.2018 г. с ЧУ «ИТЦП «Прорыв» и НИР «Обоснование санитарно-гигиенических требований для объектов ОДЭК АО «СХК» (Этап 2019 г.)» в рамках договора № 44 от 13.08.2019 г. с АО «Прорыв» в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 годов и на перспективу до 2025 года». Соискателем, в качестве ответственного исполнителя, выполнен основной объем работ на АО «СХК», где проводилась радиационно-гигиеническая оценка условий труда персонала при получении СНУП-топлива. Осуществлялись планировочные и организационные работы, разрабатывались методы исследования аэрозольных фракций в воздухе производственных помещений; проводился расчет доз внешнего и оценка доз внутреннего облучения персонала. Личный вклад при выполнении научной работы около 80 %.

**Публикации.** По теме диссертации опубликовано 5 статей в журналах рекомендуемых ВАК, из них 4 публикаций в изданиях, индексируемых в Scopus и Web of Science.

**Структура и объем диссертации**. Диссертация изложена на 131 страницах машинописного текста и содержит введение, 5 глав, заключение и выводы, а также список литературы, включающий 124 источника, из них 28 на иностранном языке, содержит 55 рисунков, 46 таблиц.

**Объектом исследования** являются установки КЭУ-1 и КЭУ-2 АО «СХК», на которых отрабатывается промышленная технология изготовления ТВС на основе СНУП топлива для реакторов нового поколения.

**Предметом исследований** является радиационно-гигиеническая оценка производственной среды и радиобиологическая оценка факторов вредного воздействия на персонал, участвующий в процессе производства ТВЭЛ из СНУП топлива, радиоактивных аэрозолей при ингаляционном поступлении в организм.

**ОСНОВНЫЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ**

1. А.Г. Цовьянов, А.Е. Карев, С.М. Шинкарев, И.П. Коренков, А.С. Самойлов, В.А. Стебельков, А.В. Жуков, К.М. Изместьев, С.Г. Терентьев. Дисперсность, морфология и элементный состав аэрозольных частиц на производстве СНУП топлива. «Медицинская радиология и радиационная безопасность», 2020, том 65, № 3, с. 59-65.

2. Ильин Л.А., Самойлов А.С., Цовьянов А.Г., Шинкарев С.М., Шандала Н.К., Ганцовский П.П., Карев А.Е., Кухта Б.А., Симаков А.В., Клочков В.Н., Коренков И.П., Лягинская А.М., Паринов О.В., Соломатин В.М., Изместьев К.М. Радиационно-гигиенические исследования экспериментального производства смешанного нитридного уран-плутониевого топлива на АО «СХК». Часть 1: Методы и результаты. Медицинская радиология и радиационная безопасность, 2021, 66, № 5, с. 23-32.

3. Ильин Л.А., Самойлов А.С., Цовьянов А.Г., Шинкарев С.М., Шандала Н.К., Ганцовский П.П., Карев А.Е., Кухта Б.А., Симаков А.В., Клочков В.Н., Коренков И.П., Лягинская А.М., Паринов О.В., Иванов В.К., Чекин С.Ю., Меняйло А.Н., Туманов К.А., Соломатин В.М., Изместьев К.М. «Радиационно-гигиенические исследования экспериментального производства смешанного нитридного уран-плутониевого топлива на АО «СХК». Часть 2: Дозы и риски». Медицинская радиология и радиационная безопасность, 2022, 67, № 1, с. 39-45.

4. Попченко М.Р., Цовьянов А.Г., Шинкарев С.М., Симаков А.В., Клочков В.Н., Коренков И.П. Радиационно-гигиеническое сопровождение работ с нитридным топливом для реакторов на быстрых нейтронах: проблемы, достижения и перспективы. Исходная позиция. Медицина труда и промышленная экология. 2021;61(9), с. 558-566.

5. Цовьянов А.Г., Карев А.Е. / Оценка пылеемкости каскада импактора // АНРИ, 2018, № 4 (95), Стр.37-43.

# Глава 1 Литературный обзор

Основу современной мировой ядерной энергетики составляют тепловые реакторы с урановым топливом в режиме открытого ядерного топливного цикла (ЯТЦ). В качестве исходного сырья для топлива тепловых реакторов используется природный уран, содержащий 0,7% делящегося изотопа урана ($^{235}$U). Ядерное топливо изготавливается из обогащенного урана, содержащего до (4–5) % $^{235}$U. В открытом ЯТЦ (ОЯТЦ) отходами ядерной энергетики является отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) и отвалы обогатительного производства – обедненный уран. В ОЯТЦ не предусматривается переработка ОЯТ с целью извлечения ядерных материалов и повторного их использования в качестве ядерного топлива. На нынешнем уровне технико-экономического развития такой топливный цикл представляется малоэффективным. Вместе с тем дальнейший рост энергопотребления в мировой экономике и накопленный опыт по производству электроэнергии на атомных станциях, привел к необходимости существенного пересмотра применяемых ядерных технологий в направлении их большей безопасности, повышения энергоэффективности и конкурентоспособности по сравнению с другими способами производства энергии [1].

Обеспечение большей безопасности ядерной энергетики подразумевает разработку реакторов естественной безопасности, обладающих не только большей устойчивостью к различных внешним и внутренним факторам воздействия, но и принципиально исключающих радиационные аварии с эвакуацией населения. Так это происходило, например, в результате аварий на ЧАЭС и АЭС «Фукусима-1». В качестве основного направления создания реакторов естественной безопасности выбрана разработка и совершенствование реакторных установок на быстрых нейтронах.

Важной мерой повышения конкурентоспособности ядерной энергетики является переход к замкнутому ЯТЦ (ЗЯТЦ), при котором ОЯТ, выгруженное из реактора, перерабатывается для извлечения урана и плутония для повторного изготовления ядерного топлива. Преимущества ЗЯТЦ перед ОЯТЦ заключаются в радикальной минимизации радиоактивных отходов (РАО). Так, переработка ОЯТ и возврат накопленного плутония и невыгоревшего урана в топливный цикл в ЗЯТЦ позволяют до 100 раз сократить потребность в природном уране и примерно в 10 раз – массу тяжелых ядер в высокоактивных РАО [1].

За последние десятилетия в России были выполнены исследования, направленные на разработку стратегии развития атомной энергетики страны [2], приведшие к принятию

в 2010 году федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 годов и на перспективу до 2020 года». Для реализации основных положений этой программы в 2012 году инициировано проектное направление «Прорыв», в рамках которого развернуты масштабные работы по созданию новой технологической платформы ядерной энергетики в России [3]. Всесторонний анализ показал, что оптимальным вариантом стратегии развития ядерной энергетики на современном этапе является переход в обозримом будущем к двухкомпонентной структуре ядерной энергетики, подразумевающей продолжение использования тепловых реакторов и наращивание применения быстрых реакторов с ЗЯТЦ [4].

Проведенные расчетные и экспериментальные исследования привели к важному выводу, что для обеспечения естественной безопасности реакторов на быстрых нейтронах наиболее перспективно использование так называемого плотного ядерного топлива, к которому относят смешанное нитридное уран плутониевое (СНУП) и другие виды топлива, превосходящие традиционное оксидное топливо по физической плотности. Кроме того, использование СНУП топлива позволяет достичь значений коэффициента воспроизводства (КВА) топлива в активной зоне реактора более 1,0. Реакторы с такими значениями КВА обладают свойством внутренней безопасности. В то время как реакторы с оксидным топливом имеют КВА < 1,0 и не обладают этим свойством. Вследствие этого, направление использования СНУП топлива в последние 10 - 20 лет вызывает значительный интерес, как в нашей стране, так и за рубежом [5-9]. Особенно следует отметить монографию С.В. Алексеева, В.А. Зайцева «Нитридное топливо для ядерной энергетики» [5], которая содержит большой литературный обзор по свойствам нитридов, подчеркивающий большой интерес промышленности и всесторонность исследований технических аспектов свойств нового топлива.

При всем огромном объеме информации посвященной технологическим аспектам новых видов ядерного топлива, в частности производству СНУП топлива, к сожалению, нужно констатировать что именно моменты обеспечения радиационно-гигиенической безопасности при изготовлении и работе с нитридным топливом практически не нашли своего отражения в научной литературе.

В имеющихся публикациях по вопросу использования СНУП топлива рассматривали в основном изменения физических и химических свойств нитридов урана под воздействием различных факторов [10-16], нитридов плутония [17-19], однако, конкретные вопросы по обеспечению радиационно-гигиенической безопасности персонала в существующих исследованиях не рассматриваются.

Учитывая выше изложенное, нами сделана попытка провести аналитический обзор накопленного радиационно-гигиенического и радиобиологического опыта работы с урановыми и плутониевыми соединениями в атомной энергетике и промышленности.

Одной из самых важных по своей информативности работ посвященной радиобиологии урана и его соединений можно считать работу Галибина Г.П. и Новикова Ю.В.[20]. В монографии приводятся результаты исследований, проведенные в Институте биофизики МЗ СССР и МНИИГ им. Ф. Ф. Эрисмана, данные' о физико-химических свойствах урана и его соединений. Рассмотрена общая токсикологическая характеристика различных соединений урана. Большое внимание уделено метаболизму основных соединений урана в организме животных и человека. Важное место занимают вопросы биологического действия урана и его соединений на легкие, почки, ферменты и другие органы, и системы животных и человека при ингаляционном и энтеральном поступлении. Влияние урана на организм, прежде всего, определяется воздействием на почки. Показана особая опасность ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей, как ведущего вредного фактора профессионального воздействия. Авторы делают важный для своего времени вывод - признать для растворимых соединений лимитирующей величиной нормирования химическую токсичность, тогда массовое количество урана в воздухе производственных помещений будет лимитировать и радиационную безопасность. Для нерастворимых соединений урана нужно, прежде всего, учесть радиационный фактор для легких, поскольку в силу своей нерастворимости эти соединения мало токсичны как химические агенты. Обобщение многолетнего опыта авторов и другие литературные данные по производственной токсикологии урана и его соединений позволило рекомендовать подходы к нормированию урана и его соединений в воздухе производственных помещений, воде и продуктах питания.

Монография Андреевой О.С., Бадьина В.И., Корнилова А.Н. [21], является одной из первых обобщений в отечественной литературе по вопросам гигиены труда при работе с природным и обогащенным ураном. Авторы проанализировали данные по биологическому действию разных форм урана, показали основные органы депонирования (легкие, скелет, почки), рассмотрели факторы радиационного воздействия, определяющие специфику условий труда, обосновали защитно-профилактические мероприятия, представили методы оценки поступления урана в организм и его депонирование в критических органах. Имеет важное значение с санитарно-гигиенической точки зрения тот факт, что соединения урана проявляют значительно большую токсичность при ингаляционном поступлении в сравнении с пероральным или перкутанным поступлении.

В литературе имеются сведения о влиянии урановых соединений на снижение иммунологической реактивности организма [20, 22].

Проблемам обеспечения радиационной безопасности персонала при эксплуатации и выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов и реабилитации территории, при аварийных ситуациях посвящены многочисленные фундаментальные исследования, как в нашей стране, так и за рубежом. [23, 24].

В работах последнего десятилетия в первую очередь, необходимо отметить работы Л.А. Ильина с соавторами в трехтомнике «Радиационная медицина» [25-27], в котором рассмотрены основные проблемы защиты персонала и окружающей среды от воздействия радиационных факторов в атомной промышленности. Ценность монографии состоит в том, что прослеживается вся цепочка использования источников излучения. Добыча урана и тория, химическая переработка урана, производство оружейного плутония.

Во втором томе «Радиационной медицины» (Радиационные поражения человека. Под ред. Л.А. Ильина и А.К. Гуськовой) [26] на основе обобщенного опыта врачей и ученых в области радиационной медицины изложены последние (за 30 лет после выхода первой отечественной монографии) данные о лучевой болезни. Приводятся сведения об этиологии, патогенезе, диагностике, в том числе дифференциальной, лечении лучевой болезни и местных лучевых поражений. Описываются критерии кратковременного и долгосрочного прогноза, а также меры помощи при лучевых поражениях.

В третьем томе «Радиационной медицины» (Радиационная гигиена. Под ред. Л.А. Ильина) [27] рассмотрены основные профессиональные факторы вредности при работе – $UF_6$ (радиационная и химическая опасности). При соприкосновении с воздухом гексафторид урана переходит в газообразное состояние, гидролизуется с влагой воздуха с образованием твердых частиц аэрозолей. Гигиеническая особенность технологических процессов сублиматного и разделительного производств характеризуется большой вероятностью утечки в воздух рабочей зоны газообразного гексафторида урана. Это свидетельствует о большой радиационной опасности внутреннего облучения персонала. Показано, что радиационную опасность представляет U и его дочерние продукты:

- увеличение токсичности аэрозолей за счет появления $^{232}U$ и $^{228}Th$;
- загрязнение воздуха тороном и его продуктами распада;
- на рабочих местах персонала отмечается интенсивное высокоэнергетическое гамма-излучение;
- нейтронное излучение (в результате реакции α- n- реакции под действием урана, тория, плутония на фторе, алюминии и т.д).

Показано, что персонал подвергается внешнему γ -, β - и нейтронному облучению, а также ингаляционному за счет поступления аэрозолей. Гамма-излучение имеет место на всех этапах получения ТВЭЛ. Облучение β -частицами следует учитывать при работе с открытыми материалами обедненного урана $^{235}U$ и при работе со средне и высокообогащенном металлическом уране. Нейтронное излучение возникает при обогащенном уране. Мощность дозы нейтронного излучения не превышает 10% МАЭД.

Полная технологическая схема включает 4 этапа:

- получение закись-окись высокообогащенного урана;
- получение гексафторида обогащенного урана;
- получение гексафторида низкообогащенного урана;
- получение энергетического гексафторида низкообогащенного урана.

Проведение различных радиационно-гигиенических исследований [26, 27] показывает, что основными факторами опасности являются:

- внешнее облучение:
  - гамма-излучение ($^{224}Th$, $^{228}Th$, $^{235}U$, $^{238}U$ и продукты их распада);
  - нейтронное излучение;
  - бета-излучение продуктов распада урана.
- внутреннее :
  - обусловленное внутренним поступлением аэрозолей альфа-излучение урана, тория, плутония;
  - торон и продукты его распада.

Вышеописанные факторы радиационной опасности в различных модификациях встречаются при работе со СНУП топливом. Подробно характеристики этих факторов будут рассмотрены в нижеследующих главах.

В книге Л.А. Ильина [28] рассмотрены принципы и способы организации и проведения санитарно-гигиенических и лечебно-профилактических мероприятий на ранней и промежуточной фазах радиационной аварии, разработанные на основе отечественного и международного опыта, современного состояния разработок и международных рекомендаций. Рассмотрен спектр аварийных ситуаций, вопросы диагностики и лечения местных лучевых поражений и процедуры гигиенического расследования подобных ситуаций, нашла отражение современная нормативная база обеспечения радиационной безопасности.

В статье А.К. Гуськовой «Основные источники ошибок в оценке пожизненного риска для здоровья людей у лиц подвергшихся воздействию ионизирующего излучения» [29] рассматриваются обширные накопленные в литературе сведения о состоянии здоровья различных групп лиц, подвергающихся воздействию ионизирующего излучения в широком диапазоне доз.

Нами сделана попытка провести аналитический обзор по аппаратурному обеспечению радиационного контроля при оценке доз внешнего и внутреннего облучения персонала и методам оценки доз внешнего и внутреннего облучения, которые в конечном итоге могут быть использованы при организации радиационного контроля и разработке защитных мероприятий создаваемого производства.

При оценке доз внутреннего облучения персонала широко используются прямые измерения инкорпорированных гамма - радионуклидов в теле человека. Следует отметить многочисленные публикации, как в нашей стране, так и за рубежом [30-32]. Однако, эти методы из-за низкоэнергетического спектра гамма-излучения урана и плутония не нашли широкого применения. Поэтому для оценки доз внутреннего облучения низкоэнергетических гамма излучающих и альфа излучающих радионуклидов применяются косвенные методы, основанные на оценке ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей или оценке содержания радионуклидов в суточной моче работника [33, 34].

Ингаляционный метод основан на предварительном отборе проб аэрозолей и последующем расчете дозы внутреннего облучения [35]. При этом корректность дозовых оценок во многом зависит от наличия информации о физико-химических характеристиках аэрозолей, и в частности – дисперсности частиц. Это обусловлено тем, что в зависимости от распределения размеров частиц радиоактивного аэрозоля изменяется доля активности, которая задерживается в альвеолярном отделе дыхательного тракта, что, в свою очередь, влияет на значение формируемой дозы внутреннего облучения.

В зависимости от размеров частиц, их формы, фазового состояния, концентрации и других характеристик в настоящее время используется ряд методов анализа дисперсного состава аэрозолей. Все эти методы можно разделить на следующие группы [36].

- микроскопический анализ;
- ситовый анализ;
- методы седиментации (седиментометрия);
- инерционное осаждение.

Наиболее приемлемым является метод измерений, при котором разделение на размерные фракции происходит непосредственно в пробоотборном устройстве, после чего можно определить химический и радионуклидный состав каждой фракции. Этот принцип присущ методам, основанным на диффузионном и аэродинамическом разделении частиц вследствие их инерционной дискриминации или инерционном осаждении на препятствии. Наиболее распространенным инерционным осадителем является импактор [37-38].

Следует отметить заметную роль автора в создании пробоотборных устройств – импакторов, являющиеся средством селективного отбора проб радиоактивных аэрозолей с целью определения дисперсности радиоактивных аэрозолей, их нуклидного состава и объемной активности, оценки эффективности работы пылеулавливающих устройств и средств индивидуальной защиты органов дыхания человека [39-41].

Отбирая пробы аэрозолей с помощью последовательно расположенных каскадов и измеряя активность проб на коллекторных пластинах, получают гистограммы распределения активности по аэродинамическим диаметрам частиц, а также параметры этого распределения. Если распределение активности по размерам частиц дисперсной фазы аэрозоля является логарифмически нормальным, то основными параметрами распределения являются активностный медианный аэродинамический диаметр (АМАД) и геометрическое стандартное отклонение $\beta_g$. АМАД – значение аэродинамического диаметра частиц дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля, указывающее, что 50% активности указанного аэрозоля приходится на частицы, имеющие аэродинамический диаметр меньше, чем АМАД, а 50% - на частицы, имеющие аэродинамический диаметр больше, чем АМАД [42].

Геометрическое стандартное отклонения $\beta_g$ – мера разброса значений аэродинамических диаметров относительно значения АМАД. Зная эти параметры (АМАД и $\beta_g$), можно оценить распределение осаждающихся аэрозольных частиц по отделам респираторного тракта человека (и соответственно – провести оценку распределения дозы внутреннего облучения по органам и тканям). Если распределение активности по размерам частиц дисперсной фазы аэрозоля не является логарифмически нормальным, при этом требуется оценить доли осаждения активности аэрозольных частиц (и ожидаемые эквивалентные дозы) в различных отделах дыхательных путей, тогда возникает необходимость применения устройства, позволяющего смоделировать фракционное осаждение аэрозольных частиц в каждом из отделов дыхательного тракта [43 - 49]. Следует отметить, что радиометрия радиоактивных аэрозолей базируется на

различных моделях МКРЗ [50], публикациях зарубежных и отечественных исследователей [51,52].

В действующих Нормах радиационной безопасности (НРБ-99/2009) СанПиН 2.6.1.2523-09 [53] приведены дозовые коэффициенты внутреннего облучения, рассчитанные для аэрозолей с АМАД, равным 1 мкм, и стандартным геометрическим отклонением $\beta_g$ – 2,5. Однако на практике спектр размеров аэрозольных частиц может быть иным; в исследовании В.Ф. Хохрякова на ФГУП ПО «Маяк» [54], было заявлено присутствие субмикронной фракции аэрозольных частиц. Такие частицы были обнаружены и при исследованиях глобальных загрязнений в результате крупных ядерных аварий XX-XXI веков [55].

В статье А.И. Ризина, Д.Е. Фертмана и др. [56] предложена «дорожная карта» реализации задач радиационного контроля аэрозолей в субмикронном диапазоне, включая нанометровые аэрозоли. Накопленный опыт позволяет авторам предложить свое видение развития радиационного контроля аэрозолей в условиях обозначившейся тенденции к расширению диапазона дисперсности контролируемой среды в нанометровой области. Предложен актуализированный понятийный ряд (термины и определения) радиационного контроля аэрозолей с учетом рекомендаций стандарта ISO/TR 27628:2007, документов МАГАТЭ и МЭК, национальных стандартов в рассматриваемой области. Предложены основные ориентиры и оптимальные пути решения новых задач радиационного контроля и его метрологического обеспечения. Предложено проводить контроль дисперсности при паспортизации рабочих мест.

В коллективной монографии [57].под общей редакцией академика РАМН Л.А. Ильина впервые представлены обобщенные знания по обеспечению радиационной безопасности в медико-гигиенических, дозиметрических и эпидемиологических аспектах обращения с плутонием - одного из наиболее значимых элементов атомной промышленности и ядерного оружия. На основе анализа исторических материалов и наиболее информативного массива эпидемиологических данных оценены канцерогенные риски от инкорпорации плутония и обоснованы новые допустимые регламенты предельных значений этого радионуклида для человека. Предлагаются новейшие теоретические и практические аспекты медико-санитарного обеспечения радиационной безопасности, дана оценка самым современным решениям по обеспечению безопасных условий труда на всех этапах обращения с плутонием.

В статье В.Е. Вострухова и Е.И. Вострухова [58] рассмотрены вопросы радиационной опасности мелкодисперсных промышленных аэрозолей плутония.

Показано, что увеличение вклада мелкодисперсных аэрозолей плутония в объёмную активность воздуха может быть связано с доминирующим процессом агрегации отдачи радиоактивных ядер при альфа - распаде. Сделан теоретический вывод о том, что скорость агрегации отдачи обратно пропорциональна периоду полураспада изотопа, а плотность потока мелкодисперсных аэрозолей с поверхности, загрязненной альфа излучающими радионуклидами $^{239}Pu$ может достигать 105 $Бк \cdot ч^{-1} \cdot м^{-2}$. Приведены результаты исследований по определению возможного диспергирования мелкодисперсных аэрозолей при вскрытии контейнера с металлическим плутонием. Обоснована необходимость корректировки дозовых нагрузок на персонал с учетом специфики метаболизма мелкодисперсных аэрозолей плутония.

Работа Т.А. Трифоновой и соавторов [59] посвящена проблемам анализа и обеспечения экологической безопасности нанометровых частиц, наноматериалов и нанотехнологий. Рассмотрены направления и методы оценки в области экологической безопасности на примере наночастиц металлов и углеродных нанотрубок. Показано, что размер, форма и организация частиц металлов и их оксидов в нанометровом диапазоне оказывает непосредственное влияние на химическую активность систем, стабильность и свойства материалов.

В статье Храмова Е.Н. и др. [60] проблема разработки технических средств контроля радиационно-гигиенических параметров воздуха рабочей зоны рассмотрена с точки зрения биологов, которых в составе аэрозолей преимущественно интересуют биологические компоненты, включая естественную микрофлору воздуха (микроорганизмы и их фрагменты), пыльцу растений и другие микрочастицы биологического происхождения.

Показано, что содержание в воздухе частиц нанометрового диапазона требует размещения соответствующего аналитического оборудования (анализаторов запыленности, счетчиков частиц и др.). Анализ фракционно-дисперсного состава, физико-химических и биологических свойств наночастиц представляется особенно затруднительным для частиц диаметром менее 0,1 мкм, так как определяемые свойства могут варьироваться в достаточно узком диапазоне размеров частиц. В связи с этим необходимы специальные методические приемы, позволяющие адекватно оценивать их свойства.

В статье А.В. Глушковой [61] проведен сравнительный анализ подходов в оценке риска и гигиенического регламентирования наноматериалов в России и Евросоюзе. В странах ЕС потенциальный риск, как правило, рассчитывается на основе объединенных

данных об опасности того или иного вещества, полученных в ходе экспериментальных исследований на животных с последующей экстраполяцией на человека. Сделан вывод о том, что современные инновационные нанотехнологические производства требуют особого подхода к оценке условий труда и профессиональных рисков. Существующая нормативно-методическая база и инструменты (как отечественные, так и зарубежные) зачастую не позволяют выявить риски здоровью и оценить их количественные характеристики. Необходимы интенсивные исследования и регулярный пересмотр нормативной базы с использованием актуальной научной информации.

В статье А.М. Бахметьева [62] дано математическое определение риска как меры возможной опасности объекта (явления), которая выражается функцией распределения многомерной случайной величины, характеризующей разновидности возможного вреда от рассматриваемого объекта. Показано, что использование среднего значения последствий аварий на объекте в качестве параметра риска имеет ограниченную область применения. Проанализированы различные направления использования риска применительно к безопасности АЭС.

В работе Замятина А.В. «Оптимизация метода многослойных фильтров для измерения дисперсности радиоактивных аэрозолей в вентиляционных выбросах АЭС» описана разработанная воздухофильтрующая мобильная установка, также приведена информация о разработанном специализированном программном обеспечении, позволяющем проводить расчеты дисперсного состава аэрозолей [63].

Таким образом, в вышеперечисленных работах показана необходимость проведения различных методов косвенной дозиметрии при оценке доз внутреннего облучения персонала.

Согласно МУ 2.6.1.065-14 [42] определение индивидуальных доз проводят на основании результатов измерений активности радионуклида в теле человека, органа или ткани и/или в биологических образцах (выделениях – моча, кал, выдыхаемый пар).

Характеристика косвенных методов, используемых в контроле внутреннего облучения, приведена в работе [64]и представлена в таблице 1.1.

В статье [65] рассмотрен совместный опыт АО «СХК» и ЦГиЭ № 81 ФМБА России по обнаружению у персонала плутониевых производств поступлений радионуклидов через поврежденные кожные покровы. Показано, что в условиях работы различных предприятий подобные случаи происходят довольно часто и могут приводить к возникновению значительных дозовых нагрузок на организм работников. Анализ случаев

позволил определить критические профессии, для которых риск поступления радионуклидов через поврежденные кожные покровы является наибольшим.

Модели обмена радионуклидов при поступлении изотопов важны для определения индивидуальных доз по результатам измерений активности радионуклидов в биологических образцах (выделениях – моча, кал, выдыхаемый пар).

В работе В.А. Кутькова и Б.А. Кухты [35] описаны пути поступления радионуклидов в тело человека, их последующий перенос в организм и модели, которые используются в описании этих процессов для целей дозиметрии внутреннего облучения, а также дана количественная оценка радиологических свойств радиоактивных аэрозолей. Рассматриваются критерии и методы оценки радиологических свойств, рекомендованные Международной комиссией по радиологической защите (МКРЗ) и Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ).

В МУ 2.6.5.029-2016 [66] в справочном приложении приведена Модель обмена радионуклидов при поступлении изотопов плутония и америция через поврежденную кожу, состоящая из модели Публикации № 156 НКРЗ США и Публикации № 67 МКРЗ.

В статье И.К. Беляева и соавторов [67] представлены биокинетические модели обмена радионуклидов в колотой ране. Рассмотрена межвидовая экстраполяция данных раневого поступления радионуклидов. Обсуждена резорбция соединений $^{239}$Pu и $^{241}$Am из контролируемых колотых ран.

В автореферате диссертации А.Е. Щадилова [68] изложена версия биокинетической модели МКРЗ №156, описывающая обмен растворимых соединений плутония в местах ранений кожи. Модель разработана на основе данных о динамике резорбции актинидов из мест ранений у человека, полученных по результатам прямых измерений активности радионуклидов в месте первичного отложения. Кроме того, создана физиологически обоснованная модель, описывающая на основе системы нелинейных дифференциальных уравнений кинетику образования и выведения комплекса Pu-ДТПА из организма человека. Впервые для построения такой модели использован подход, позволяющий учесть различия в метаболизме Ca - ДТПА и металлохелата Pu - ДТПА.

Известна методика выполнения измерений активности урана спектрометрическим методом после экстракционно-хроматографического выделения из проб мочи МУК 2.6.1.059-2004 [69].

В 2016 году введены в действие МУ 2.6.5.027-2016 [70]. Методические указания распространяются на систему организации и осуществления контроля ингаляционного поступления радионуклидов плутония и америция в организм персонала на плутониевых

производствах в стандартных условиях. Устанавливают общие правила планирования, организации и проведения контроля ингаляционного поступления радионуклидов плутония и америция в организм персонала в контролируемых условиях техногенного облучения.

Измерения содержания радионуклидов в пробах биологического материала проводятся на альфа- и бета- радиометрах или спектрометрах. Измерениям предшествует радиохимическая обработка проб, заключающаяся в минерализации пробы, концентрировании анализируемых радионуклидов, очистке их от примесей и приготовлении счетного образца. При косвенных методах дозиметрии внутреннего облучения полученные результаты измерений интерпретируются с использованием ряда предположений и допущений о ритме и темпе поступления радиоактивного вещества в организм, его физико-химических характеристиках, а также данных профмаршрутов обследованных лиц [70].

Методы анализа биопроб на содержание радионуклидов разработаны для всех практически значимых альфа излучающих радионуклидов, но эти методы, как следует из таблицы 1.1, в значительной степени не оптимизированы по производительности, некоторые из широко используемых методов не обладают требуемой чувствительностью. Таким образом, насущной проблемой является разработка чувствительных методов анализа биопроб, отличающихся повышенной производительностью.

Таблица 1.1 – Характеристика косвенных методов, используемых в контроле внутреннего облучения [56]

| Метод измерения | Измеряемый радионуклид | Минимальная детектируемая активность, мБк/л | Трудозатраты, Сут. |
|---|---|---|---|
| Радиометрия (с радиохимической подготовкой) | Th, U, Pu, Am, Cm | 3-5 | 6-14 |
| α-спектрометрия (с радиохимической подготовкой) | Th, U, Pu, Am, Cm, Cf. | 1 | 6-14 |
| Жидкостно-сцинтилляционная спектрометрия | $^{241}$Pu, $^{32}$P, $^{89}$Sr, $^{90}$Sr | 15<br>120<br>0,5 /10 мл | 3-6. |
| Лазерная флуориметрия | U | 0,2 /л | 1-3 |

В работе [71] предложена методика определения урана в моче методом масс-спектрометрии высокого разрешения с индуктивно связанной плазмой. Показана необходимость проведения микроволнового разложения образцов мочи, оптимизированы условия проведения анализа, оценены метрологические характеристики разработанной методики.

При разработке новых методик анализа биопроб особое значение имеет совершенствование пробоподготовки, то есть стадии выделения, разделения и концентрирования трансурановых элементов.

В диссертации Новикова А.П. [72] представлены результаты многолетней работы:

- изучены механизмы межфазного переноса изотопов трансурановых элементов в различных состояниях окисления в двух и трехфазных жидкостных системах, в присутствии кислых, нейтральных и основных экстрагентов-переносчиков, водорастворимых комплексообразующих веществ различной природы, поверхностно-активных веществ, окислителей (восстановителей) и солей других металлов;

- показано, что экстракционное разделение близких по свойствам трансплутониевых элементов в некоторых случаях более эффективно проводить, используя кинетические факторы;

- изучена механическая, химическая и радиационная устойчивость жидкостных импрегнированных и эмульсионных мембран, содержащих ди-2-этилгексилфосфорную кислоту и соли аминов, а также полимерных ультрафильтрационных мембран, насыщенных поли (этиленамин)-ЭДТА;

- разработан метод и математическая модель кинетики процесса редокс-мембранного выделения америция из смешанных растворов хлорной и фосфорной кислот;

- разработан способ и устройство для разделения америция и кюрия методом редокс-мембранной экстракции;

- изучена кинетика редокс-мембранного переноса плутония и америция в зависимости от устойчивости экстрагируемого соединения. Показано, что наиболее эффективным является сочетание редокс-процессов и избирательного комплексообразования.

В диссертационной работе Ю.М. Куляко [73] изучены условия использования экстрагентов в виде их аддуктов с азотной кислотой, способных эффективно извлекать актиниды в различных состояниях окисления из кислых водных растворов и из их твердых оксидов, исключающие применение органических растворителей. Показано на примере экстрагирования актинидов из их оксидов и экстракции $Cs^+$ и $Sr^+$ из водных

растворов, что роль растворителя с успехом может выполнить экологически безопасный носитель – $CO^2$ в сверхкритическом состоянии, который после декомпрессии легко может быть удален из системы и отделен от целевых продуктов.

В автореферате диссертации Шумиловой Ю.В. [74] рассмотрена проблема выделения америция-241 из диоксида плутония с применением высококонцентрированного озона и фосфорсодержащих сорбентов.

В работе [33] сообщается, что фосфат висмута, применяемый для осаждения плутония, в 0,1 – 0,3 М $HNO_3$ захватывает также америций. Такие примеси, как кальций и магний, при этом не захватываются. В одной из методик обсуждается применение этой особенности для выделения америция и з мочи. В статье Малова А.М. и соавторов [75] приведена разработка референтных материалов для создания стандартных образцов состава мочи, содержащей токсичные металлы.

Анализ патентной литературы показал, что на территории Российской Федерации нет патентов, защищающих способы выделения и измерения изотопов америция, плутония и урана из проб мочи. Однако, есть документы, имеющие отношение к способам извлечения и разделения изотопов америция и урана в ядерных технологиях. Интересной особенностью патентной литературы в рассматриваемой области является наличие большого количества документов защищающих права иностранных патентообладателей.

Патент на изобретение РФ 2647837. – Способ совместного определения массового содержания нептуния, америция и плутония в растворах спектрофотометрическим методом [76]. Изобретение относится к ядерной технологии, в частности к аналитическому обеспечению процесса переработки облученного ядерного топлива, и раскрывает способ совместного спектрофотометрического определения нептуния, америция и плутония. Способ характеризуется тем, что упаривают аликвоту исследуемого образца, содержащую нептуний, америций и плутоний, растворяют сухой остаток в серной кислоте с концентрацией 1 – 3 моль $л^{-1}$, в полученный раствор добавляют двухвалентное серебро в виде оксида (AgO), перемешивают, образец помещают в спектрофотометрическую кювету, проводят измерения и рассчитывают концентрацию и количественное содержание указанных элементов в образце по значениям оптической плотности на соответствующих длинах волн: Am(III) - 503 нм, Pu(VI) – 830 нм и Np(VI) – 123 нм. Изобретение может быть использовано для упрощения определения массового содержания Am, Pu и Np при одновременном повышении оперативности и точности.

В статье В.Ф. Хохрякова и др. [77] представлен объективный способ классификации альфа - активных аэрозолей для целей дозиметрии внутреннего облучения.

В работе исследована кинетика диализа промышленных соединений плутония в физиологическом растворе Рингера через полупроницаемые мембраны «Владипор» типа МФА-МА с размером пор 0,15 – 0,25 мкм. Установлено, что диализ за первые двое суток коррелирует с химическими свойствами соединений плутония. Предложена объективная классификация промышленных альфа - активных аэрозолей с помощью параметра «транспортабельность», определяемого по результатам диализа за первые двое суток. Транспортабельность аэрозолей исследованных производственных участков радиохимического производства колеблется в пределах 0,2 – 3,21%.

Анализ литературных данных по косвенным методам контроля внутреннего облучения персонала показал, что накоплен значительный опыт по данному направлению. Однако, для совершенствования системы индивидуального дозиметрического контроля внутреннего облучения в нормальных условиях работы, особенно при возникновении аварий необходима разработка производительной и обладающей повышенной чувствительностью методики радиохимического анализа урана, плутония и америция. Поэтому проблема разработки методики измерения изотопов урана, плутония и америция в пробах мочи спектрометрическим методом для проведения биофизического контроля работающих со СНУП топливом является актуальной задачей, которая будет рассмотрена в одной из глав диссертации.

Анализ литературных данных по методам оценке доз внешнего и внутреннего облучения персонала показал, что наиболее подробно вопросы проведения радиационного контроля и радиационно-гигиенических исследований обобщен в сборнике методик ФМБА России и Госкорпорации «Росатом» «Методическое обеспечение радиационного контроля в атомной отрасли [78].

Анализ литературных данных по оценке доз внешнего излучения, измерение потоков гамма - квантов и нейтронов на рабочих местах позволил выявить ряд интересных патентных разработок:

Патент на изобретение РФ 2664756. – Устройство для обнаружения радиоактивности технологического оборудования и дозиметрического контроля обслуживающего персонала [79]. Изобретение относится к устройствам, используемым для обнаружения, измерения и радиационного контроля окружающей среды и ионизирующих излучений от элементов конструкции технологического оборудования. Сущность изобретения заключается в том, что устройство для обнаружения радиоактивности технологического оборудования и дозиметрического контроля обслуживающего персонала обеспечивает возможность обнаружения и локализации

радиоактивных элементов оборудования, контроля изменений уровня радиации во времени с совмещением функций по одновременному индивидуальному контролю получаемых доз.

Патент на изобретение РФ 2628875. - Способ определения активности радионуклидов, инкорпорированных в кожные покровы рук персонала [80]. Способ отличается тем, что определение градуировочного коэффициента проводят с использованием типового радиометра (радиометра-дозиметра) и гамма - спектрометра, а также по результатам измерения пробы с конкретного рабочего места и активности радионуклидов, инкорпорированных в кожные покровы рук персонала. В результате - повышается оперативность, снижается предел обнаружения активности радионуклидов, упрощение проведения контроля.

Патент на изобретение РФ 2613594. - Способ измерения мощности дозы в смешанном аппаратурном спектре гамма-излучения [81]. Изобретение относится к области ядерного приборостроения, а именно к способам измерения мощности поглощенной дозы гамма-излучения с помощью сцинтилляционных детекторов. Для измерения мощности дозы в смешанном аппаратурном спектре гамма-излучения производят расчет аппаратурной формы линии энергетических спектров реперных источников ионизирующего излучения, принимаемой за эталонную, и определяют положение пиков полного поглощения излучения на энергетической шкале дозиметра-спектрометра.

Патент на изобретение РФ 2390800. Способ устройство для измерения спектральной и интегральной плотности потока нейтронов [82]. Способ измерения спектральной и интегральной плотности потоков нейтронов, заключающийся в использовании нескольких параллельно включенных детекторов нейтронного излучения, имеющих различные зависимости чувствительности от энергии нейтронов, при этом выходные сигналы этих детекторов обрабатываются совместно с помощью специально нейронной сети, обеспечивая восстановление спектра измеряемого потока нейтронов.

Патент на изобретение РФ 2351953. – Способ регистрации нейтронов в присутствии гамма-излучения [83]. Изобретение относится к области приборостроения и может найти применение при измерении плотности потока нейтронов в присутствии других видов излучений. Технический результат - расширение функциональных возможностей, достигаемое постоянным контролем мощности экспозиционной дозы гамма-излучения самим детектором нейтронов.

Патент на изобретение РФ 2040016. - Способ измерения мощности дозы в тканеэквивалентном материале при гамма - нейтронном облучении [84]. Сущность изобретения заключается в том, что твердотельную ионизационную камеру, межэлектродный промежуток в которой заполнен тканеэквивалентным водородсодержащим диэлектриком, облучают импульсом гамма - нейтронного излучения и измеряют временную зависимость сигнала с двумя максимумами, по которому судят о мощности дозы, поглощенной в тканеэквивалентном материале.

Патент на изобретение РФ 619021. - Дозиметр нейтронного излучения [85]. Дозиметр состоящих из набора активационных детекторов, измеряющих потоки нейтронов в различных энергетических группах. От известных конструкций отличается тем, что, с целью определения дозы нейтронов при отсутствии информации о времени, прошедшем после облучения, в состав набора включены два или более детектора, измеряющих одну и ту же энергетическую группу нейтронов, но имеющих различные периоды полураспада изотопов - продуктов ядерных реакций.

Патент на изобретение РФ 513563. - Способ измерения параметров нейтронного излучения [86]. Измерения параметров нейтронного излучения, основано на замедлении нейтронов с последующей их регистрацией детекторами тепловых нейтронов. Основное отличие от известных методов обусловлено одновременным измерением потока, дозы и спектра прямого пучка нейтронов с помощью цилиндрического замедлителя и серии детекторов тепловых нейтронов. Детекторы тепловых нейтронов расположены на различной глубине замедлителя вдоль его оси. Измеряется распределение замедлившихся нейтронов по глубине замедления при одностороннем облучении замедлителя вначале моноэнергетическими нейтронами различных энергий в диапазоне от тепловых до 14 - 18 МэВ, а затем нейтронным пучком, параметры которого подлежат определению, и далее по совокупности полученных распределений определяют параметры нейтронного излучения.

Среди зарубежных работ можно отметить следующие:

В статье N. Tsujimura (Япония) [87] представлены результаты измерений энергетических спектров нейтронов в 20 точках на производстве МОКС-топлива. С помощью шарового спектрометра Боннера (с набором из четырех полиэтиленовых сфер) с пропорциональным $^{3}$He-счетчиком. По итогам измерений энергии нейтронов находятся в диапазоне от 0,35 до 1,6 МэВ, значения удельного амбиентного эквивалента дозы на один нейтрон составили от 100 до 337 пЗв/см$^2$ (конверсионный коэффициент перехода от плотности потока к мощности амбиентного эквивалента дозы).

В статье F. Palacios [88] нейронную сеть применяли для восстановления энергетического спектра нейтронов с помощью спектрометра Боннера. Для обучения нейронной сети использовали 101 нейтронный спектр из сборников МАГАТЭ. Хорошие результаты были получены при восстановлении спектров, используемых при обучении, а также полученных в реальных нейтронных полях. Однако нейтронная сеть работает некорректно в случае введения входных данных от спектров моноэнергетических нейтронных источников.

В другой работе N. Tsujimura [89] проводили оценку работоспособности прямопоказывающих гамма-нейтронных дозиметров EPD в экспериментальных тестовых полях, имитирующих условия облучения персонала на производстве МОКС-топлива. Изучались энергетические и угловые зависимости дозового эквивалента. По результатам проведенных работ дозовый эквивалент, измеренный с помощью EPD, составил от 0,7 до 1,1, что позволяет рекомендовать его для проведения дозиметрического мониторинга нейтронного облучения.

В статье H. Schuhmacher’a [90] проведена оценка индивидуальной дозиметрии в смешанных гамма - нейтронных полях. Статья публикуется в рамках проекта EVIDOS, поддержанного Европейской комиссией. Семь европейских институтов с признанным опытом в приборостроении и методах радиационной защиты объединили усилия с конечными потребителями на атомных электростанциях, на заводах по переработке и переработке топлива, а также на транспортных и складских помещениях. Основная задача проекта заключалась в разработке методов, позволяющих охарактеризовать нейтронную составляющую полей смешанного гамма-нейтронного излучения на рабочих местах и получить справочные значения величин радиационной защиты по энергии и направлению распределения нейтронного флюенса.

Спектрометрические измерения нейтронов выявили существенные различия в распределении энергии на рабочих местах. Хотя все спектры демонстрируют схожие элементы – тепловой пик, довольно плоская область промежуточных энергий, и пик высоких энергий с максимумом от 100 кэВ до 1 МэВ вклад этих нейтронов в флюенс варьируется существенно.

В статье T. Haninger и др. [91] представлены результаты калибровки термолюминесцентного альбедного дозиметра в полях высокоэнергетических нейтронов в ЦЕРНе. Целью исследования являлось определение поправочных коэффициентов на нейтронный канал дозиметров в полях высокоэнергетических ускорителей. Результаты показали, что чувствительность альбедного дозиметра не значительно ниже, чем для

быстрых нейтронов от источников типа $^{252}Cf$. Значение поправочного коэффициента варьируется от 0,73 до 1,16, среднее значение составило 0,94.

В книге Л.Тота «Карбиды и нитриды переходных металлов» [92] приводятся основные методы получения нитридов металлов и обсуждаются их свойства.

Методы получения нитридов металлов представлены в таблице 1.2 [92].

Таблица 1.2 Методы получения нитридов металлов

| Метод | Реакция |
|---|---|
| Азотирование порошков металлов или гидридов металлов | $Me + N_2 \rightarrow MeN$<br>$MeH + N_2 \rightarrow MeN + H_2$<br>$Me(MeH) + NH_3 \rightarrow MeN + H_2$ |
| Азотирование порошков окислов металлов в присутствии углерода | $MeO + N_2(NH_3) + C \rightarrow MeN + CO + H_2O + H_2$ |
| Взаимодействие хлоридов металлов с $NH_3$ | $MeCl_4 + NH_3 \rightarrow MeN + HCl$<br>$MeOCl_3 + NH_3 \rightarrow MeN + HCl + H_2O + H_2$ |
| Осаждение из газовой фазы при взаимодействии галогенидов металлов в $N_2 – H_2$. | $MeCl_4 + N_2 + H_2 \rightarrow MeN + HCl$ |

Один из основных моментов в понимании и расширении использования этих материалов связан с возросшим осознанием влияния дефектности структуры на их свойства. Нитриды не являются стехиометрическими соединениями.

Очевидно, что высокая пирофорность, то есть химическая активность к окислению и дефектность структуры кристаллической решетки, являются важными для нас свойствами нитридов. Различная технология получения является причиной различной дефектности и, как следствие, различных физических свойств нитридов одного и того же металла. Из чего можно сделать вывод о том, что в результате старения нитридов, образующиеся при их окислении оксиды также могут отличаться по своим свойствам от исходных продуктов, что может найти отражение в модификации и их радиобиологических свойств.

Химический анализ на азот представляет трудную проблему. В большинстве промышленных лабораторий используется метод Кьельдаля, который хорошо подходит для определения содержания азота в органических материалах, но для нитридов металлов дает заниженные и ненадежные результаты. Лучшие результаты можно получить методом Дюма, видоизмененным так, чтобы обеспечить полное разложение нитрида. Как известно, в стандартном методе Дюма тонкие порошки нитрида смешивают с порошком CuO, смесь помещают в трубчатую печь и нагревают в токе $CO_2$ до $1000^0$C. При этом CuO реагирует с нитридом с образованием окисла переходного металла и выделением $N_2$. Газовую смесь

$CO_2$ – $N_2$ «выдувают» из печи током CO2 и пропускают через раствор KOH, который абсорбирует $CO_2$, а $N_2$ определяют объемным методом. Поскольку нитриды металлов являются тугоплавкими материалами, метод видоизменен так, чтобы облегчить разложение путем добавления к смеси CuO – нитрид легкоплавких окислов, таких как PbO. Однако метод Дюма неприменим в промышленных масштабах, кроме того, при проведении анализов тугоплавких нитридов приходится модифицировать методику, поэтому многие экспериментаторы разработали свои собственные методики. Наилучшая точность в определении азота, достигнутая в настоящее время, составляет 1 -2 ат. % [92].

В монографии Калистратовой В.С., Беляева И.К., Жоровой Е.С. [93], посвященной вопросам радиобиологии и токсикологии радиоактивных веществ, обобщен многолетний экспериментальный и теоретический опыт отечественных и зарубежных ученых. Коллектив авторов провел анализ и систематизацию научных исследований по биологическому действию наиболее важных в практическом использовании и опасных для здоровья радионуклидов по аспектам-физико-химическая характеристика, пути поступления и особенности поведения в организме, биологическое действие, модификация. Приведены данные о равномерно распределяющихся радионуклидах($^{137}$Cs, $^{14}$C, $^{3}$H, $^{210}$Po) нуклидов с органным типом распределения ($^{238, 239}$Pu, $^{241}$Am, $^{244}$Cm, $^{90}$Sr, $^{106}$Ru, $^{238}$U, $^{131}$I), продуктов ядерного деления, комбинированных и сочетанных воздействиях с факторами химической природы. Проведен анализ значительного объёма исследований по предотвращению поступления и ускорению выведения основных дозообразующих нуклидов из организма животных и человека. Внушителен и список в 556 использованных источников.

В представленном обзоре рассмотрены широкодоступные работы посвященные проблемам обеспечения радиационной безопасности персонала при работе с ураном, плутонием, америцием, защиты персонала при аварийных ситуациях. Отдельное внимание уделено вопросам оценки доз внешнего и внутреннего облучения при работе с альфа и низкоэнергетическими гамма излучающими радионуклидами. Однако все эти работы посвящены мононуклидным соединениям принципиально отличным от бинуклидного СНУП соединения. Поэтому, анализируя приведенные работы нужно сделать вывод о полном отсутствии сведений по радиобиологическим и радиационно-гигиеническим свойствам СНУП топлива, специфики обеспечения радиационной безопасности защиты и дозиметрии производственного персонала при изготовлении и обращении с СНУП топливом. И только работы нашего коллектива с участием автора посвящены вопросам

изучения радиационно-гигиенических условий труда в производстве СНУП топлива [94-97].

Поэтому данная работа по существу является пионерской работой и дальнейшие наши исследования должны быть направлены на решения следующих направлений:

– определение ведущих производственных факторов вредного воздействия ионизирующего излучения и путей их воздействия на персонал производства СНУП топлива;

– исследование полей нейтронного и фотонного излучения на рабочих местах с учетом неравномерности внешнего облучения по телу и вклада слабопроникающего излучения;

– исследование физико-химических свойств аэрозолей, процессов «старения» радиоактивных аэрозолей, то есть динамика изменения морфологических и физико-химических свойств, путей и объемов их ингаляционного поступления в организм;

– радиационно-гигиеническая оценка факторов производственной среды, влияющих на безопасность персонала, выявление наиболее радиационно опасных производственных операций и научное обоснование объема и методических аспектов радиационного контроля, оценке индивидуальные доз облучения персонала;

– обоснование требований по проведению медицинского наблюдения за состоянием здоровья персонала;

проведения экспериментальных работ на животных для исследования биокинетики СНУП топлива при ингаляционном поступлении в организм с целью определения радиотоксикологических свойств и разработке пределов годового поступления в организм работников.

# Глава 2 Материалы и методы исследований

Содержание работ представляет собой сложный комплекс взаимоувязанных исследовательских, аналитических и экспериментальных работ. В работе проводились исследования вредных факторов радиационного воздействия на персонал при производстве СНУП-топлива. К ним относятся:

- Ингаляционное поступление радиоактивных аэрозолей и связанные с ним дозы внутреннего облучения.
- Внешнее облучение фотонным и нейтронным излучением, включающее облучение всего тела сильно проникающим излучением и облучение отдельных органов и тканей слабопроникающим излучением.

## 2.1 Исследуемые физико-химические характеристики радиоактивных аэрозолей

Величина, используемая для оценки вредного воздействия от ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей, называется ожидаемая эффективная доза (ОЭД) внутреннего облучения. Она определяется как мера риска человека от возникновения отдаленных последствий облучения всего тела, отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Для оценки ОЭД внутреннего облучения используют дозовые коэффициенты (величина ОЭД на единичное поступление), которые позволяют перейти от активности частиц радиоактивного аэрозоля, осажденных в отделах дыхательного тракта, к ожидаемой эффективной дозе. К физико-химическим характеристикам радиоактивных аэрозолей, определяющим ОЭД и значение дозового коэффициента, относятся:

- объемная активность;

- дисперсный состав (распределение частиц по размерам), определяющий глубину проникания радиоактивных аэрозольных частиц в отделы дыхательного тракта;

- тип соединения при ингаляции, определяющий скорость перехода радионуклида из легких в кровь;

- радионуклидный состав, определяющий орган депонирования и характер облучения.

К значимым физико-химическим характеристикам относятся все иные характеристики радиоактивных аэрозолей, непрописанные в нормативных документах, но также способные влиять на метаболизм ингалированных аэрозолей: морфологические характеристики (форма аэрозольной частицы, форм-фактор, пористость, характер

распределения радиоактивного вещества в/на поверхности частицы), плотность, площадь поверхности частиц, элементный состав, электрический заряд частиц. Данные характеристики могут использоваться как вспомогательный материал, позволяющий понять поведение аэрозольных частиц, как в воздушной среде, так и в организме (после ингаляционного поступления).

**2.2 Определение дисперсности радиоактивных аэрозолей.**

Известно, что размеры большинства естественных и искусственных аэрозолей хорошо аппроксимируются логарифмически нормальным распределением (ЛНР), плотность которого равна[100]:

$$f(d) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\, ln\beta_g d} exp\left(-\frac{(lnd - lnd_0)^2}{2ln^2\beta_g}\right) \quad (2.1)$$

где: $d$ – диаметр частиц,

$d_0$ и $\beta_g$ – параметры ЛНР (медианный диаметр и стандартное геометрическое отклонение).

Если предположить, что размеры аэрозольных частиц подчинены ЛНР, задача сводится к определению параметров ЛНР из системы уравнений:

$$N_i = \int_0^\infty f(d)\varepsilon_i(d)dd \;\; i = 1..m \quad (2.2)$$

где: $N_i$ - доля вещества, уловленная i-м каскадом (ступенью, фильтром, коллектором) и определяемая экспериментально;

$\varepsilon_i(d)$ - эффективность i-го фильтра с учетом задержки вещества предыдущими i-1 каскадом (ступенью, фильтром, коллектором).

Импакторы – селективные пробоотборные устройства, состоящие из последовательно расположенных каскадов, на каждом из которых происходит осаждение той или иной размерной фракции аэрозольных частиц, в качестве заключительного каскада используют аэрозольный фильтр.

На каждом каскаде происходит разделение частиц на 2 фракции: крупные частицы, аэродинамический диаметр которых больше эффективного аэродинамического диаметра отсечки $D_{50}$ данного каскада, под действием сил инерции смещаются с линий тока и, ударяясь о пластину, осаждаются на ней. Для предотвращения сдувания частиц с пластины ее смазывают тонким слоем вязкого масла или технического вазелина. Мелкие частицы остаются в потоке воздуха и поступают на следующий каскад, имеющий меньшее значение $D_{50}$, или на фильтр.

Отбирая пробы аэрозолей с помощью импактора, а затем, измеряя активность проб на коллекторных пластинах, строят гистограммы распределения активности по аэродинамическим диаметрам частиц и определяют параметры этого распределения (медианный по активности аэродинамический диаметр (АМАД) и стандартное геометрическое отклонение $\beta_g$).

В наших исследованиях отбор проб и оценка дисперсного состава радиоактивных аэрозолей проводился с помощью импакторов АИП-2, ФРТЧ, каскадного импактора Андерсена, индивидуальных импакторов ИРАМ-2-4И, SKC Sioutas.

Импактор АИП-2, разработан творческим коллективом в ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, под руководством автора, (патент RU 2239815, номер в Госреестре СИ № 28021-04, входит в состав Вторичного эталона искусственных радиоактивных аэрозолей ВЭТ 39-1-2005 (ВЭИРА), аттестованного и функционирующего на базе АО «СНИИП» Госкорпорации Росатом).

Расчет АМАД проводился в соответствии с методикой [98]. Характеристики импактора АИП-2 представлены в Таблице 2.1.

Таблица 2.1 – Характеристики импактора АИП-2[39]

| № каскада | Эффективный аэродинамический диаметр отсечки $D_{50}$, мкм | | | |
|---|---|---|---|---|
| | Объемная скорость отбора пробы, л/мин | | | |
| | 20 | 30 | 40 | 50 |
| 1 | 28,5 | 23,3 | 20,1 | 18,0 |
| 2 | 10,1 | 8,3 | 7,1 | 6,4 |
| 3 | 6,1 | 5,0 | 4,3 | 3,8 |
| 4 | 2,0 | 1,6 | 1,4 | 1,2 |
| 5 | 1,2 | 0,8 | 0,7 | 0,5 |

Внешний вид импактора АИП-2 в составе пробоотборного устройства ПУ-АИП-01Д показан на Рисунке 2.1 (а).

На базе импактора АИП-2 разработан импактор-фантом респираторного тракта человека (ФРТЧ), патент RU 2509375. Данный импактор может применяться для оценки активности аэрозольных частиц, осажденных в различных отделах дыхательного тракта согласно дозиметрической модели Публикации 66 МКРЗ, независимо от типа распределения активности аэрозолей по размерам частиц (с применением специального метода обработки экспериментальных данных [99]). Характеристики импактора ФРТЧ при объемном расходе 20 л/мин представлены в Таблице 2.2. Внешний вид импактора ФРТЧ представлен на Рисунке 2.1 (б).

а) б) в) г) д)

Рисунок 2.1 – а) импактор АИП-2 в составе установки ПУ-АИП-01Д; б) внешний вид импактора ФРТЧ; в) щелевой пятикаскадный импактор SKC Sioutas; г) электрический импактор низкого давления Dekati ELPI+; д) индивидуальный импактор ИРАМ-2-4И с побудителем расхода Leland Pump.

Таблица 2.2 – Характеристики каскадов импактора ФРТЧ при расходе 20 л/мин[40]

| Номер каскада | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| $D_{50}$, мкм | 23 | 9 | 5,8 | 4,7 | 3,3 | 1,1 | 0,43 |
| Осаждаемая фракция, мкм | > 23 | 23 – 9 | 9 – 5,8 | 5,8 – 4,7 | 4,7 – 3,3 | 3,3 – 1,1 | 1,1-0,43 |

Для щелевого пятикаскадного импактора SKC Sioutas (Рисунок 2.1 (в)) при расходе 9 л/мин отмечаются следующие значения $D_{50}$: 2,5 мкм / 1 мкм / 0,5 мкм / 0,25 мкм.

Обычные инерционные импакторы (т.е. все модели, упомянутые выше) эффективны для исследований в диапазоне аэродинамических диаметров до 0,25 мкм (нижняя граница инерционного захвата аэрозольных частиц при данных линейных скоростях воздушного потока). Нижний диапазон определения АМАД с помощью данных импакторов может быть расширен до 0,1 мкм за счет применением пакетов фильтров АФА-3ДА-20 (разработчик – НИФХИ им. Карпова). В импакторах низкого давления возможен анализ частиц до 3 - 6 нм (электрический импактор низкого давления ELPI+ финской фирмы Dekati).

Импактор Dekati ELPI+ (Electrical Low Pressure Impactor; электрический импактор низкого давления) (Рисунок 2.1 (г)) – измерительный прибор, предназначенный для определения распределения частиц аэрозоля по размеру в реальном масштабе времени. Принцип работы: при поступлении в импактор частицы заряжаются до известного уровня

заряда в коронирующем разряднике. После зарядки частицы классифицируются по размеру в модуле низкого давления согласно их аэродинамическим диаметрам. Ступени импактора изолированы, при этом к каждой ступени импактора подсоединены измерительные электрометры. Заряженные частицы, скопившиеся в определенной ступени импактора, порождают электрический ток, который регистрируется соответствующим каналом электрометра. Ток прямо пропорционален количественной концентрации частиц в соответствующей ступени.

ELPI+ обнаруживает частицы 14-ти гранулометрических фракций в диапазоне от 6 нм до 10 мкм. 13 ступеней импактора, работающих в диапазоне 16 нм – 10 мкм, собирают пробу на фольге или фильтре, которые могут анализироваться после проведения измерений в реальном времени, чтобы определить химический состав (активность радионуклидов) частиц каждого размера. Последняя ступень, измеряющая в реальном времени концентрацию частиц размером от 6 нм до 16 нм, представляет собой опорную ступень фильтра. Импактор работает в комплекте с трехфазным вакуумным насосом SOGEVAC SV 25 D.

В данной работе импактор ELPI+ используется для исследования динамики счетной концентрации всех взвешенных в воздухе аэрозольных частиц в режиме реального времени, а также для исследования дисперсного состава радиоактивных аэрозолей (включая нанометровый диапазон). Данные характеристики будут использованы при расчете дозового коэффициента для оценки ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения при ингаляционном поступлении радиоактивных аэрозолей. Технические характеристики ELPI+ и вакуумного насоса приведены в Таблицах 2.3 и 2.4.

Измерения активности проб проводят после обязательной выдержки не менее 3-х суток для распада короткоживущих дочерних продуктов распада радона. Суммарная активность альфа/бета-излучающих нуклидов измерялась на радиометрах УМФ-2000 и РКС-01А «Абелия».

При необходимости пробоотбора больших объемов воздуха с низким значением объемной радиоактивности аэрозолей удобен метод определения дисперсности аэрозолей с помощью пакета фильтров. Метод основан на селективности улавливания частиц с помощью волокнистых фильтрующих материалов при таких скоростях пробоотбора, когда основным механизмом фильтрации является инерционное осаждение аэрозольных частиц на волокнах.

Таблица 2.3 – Технические характеристики электрического импактора низкого давления Dekati ELPI+

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| *Измерения* | |
| Номинальный воздушный поток | 10 л/мин |
| Диапазон размеров частиц | 0,006 – 10 мкм |
| Количество каналов | 14 электрически обнаруживаемых + ступень предварительного разделения |
| Частота дискретизации | 10 Гц |
| *Условия эксплуатации прибора* | |
| Температура окружающей среды | +10 … + 35$^0$C |
| Влажность окружающей среды | 0 – 90%, без конденсации |
| *Габариты* | |
| Вес | 22 кг |
| Размеры | 407 мм (высота) x 454 (ширина) x 242 (длина) |
| Размеры импактора | Ø 65 мм x 300 мм |
| *Электрические характеристики* | |
| Электропитание | 100 – 250 В, 50-60Гц, 200Вт (без учета насоса) |
| Напряжение разрядника | 3,5 ± 0,5 кВ |
| Ток разрядника | 1 мкА |

Таблица 2.4 – Технические характеристики вакуумного насоса SOGEVAC SV 25D

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Вариант исполнения: 960211V (с трехфазным двигателем и встроенным газобалластным клапаном 200 – 240В/ 380-415 В, 50/60 Гц) | |
| Входной/выходной фланец | G1/2”, внутр. |
| Номинальная быстрота действия при частоте 50/60 Гц | 25 / 29 м$^3$/ч |
| Быстрота действия при частоте 50/60 Гц | 22,5 / 25,5 м$^3$/ч |
| Предельное парциальное давление без газобалласта | 0,5 мбар |
| Предельное остаточное давление без газобалласта / с газобалластом | 0,5 / 1,5 мбар |
| Допустимое давление водяного пара при частоте 50 / 60 Гц | 15 мбар |
| Производительность по водяному пару при частоте 50 / 60 Гц | 50 / 150 г/ч |
| Количество рабочей жидкости, заливаемой в насос | 2 л |
| Уровень шума, без газобалласта / с газобалластом | 59 / - Дб |
| Мощность электродвигателя, кВт | 0,75 |
| Частота вращения электродвигателя при частоте 50 / 60 Гц | 1440 / 1750 об/мин |
| Степень защиты электродвигателя | IP 20 |
| Допустимая температура окружающей среды | +12 … + 40$^0$C |
| Габаритные размеры | 440 x 268 x 247 |
| Масса, кг | 23 |

Для определения АМАД в диапазоне размеров частиц от 0,1 до 2 мкм достаточно использовать 3 фильтра, расположенные по ходу воздушного потока в порядке возрастания их стандартного аэродинамического сопротивления. Первый фильтр пакета АФА-3Д-1 выполнен из материала ФПП или ФПА-70 со стандартным сопротивлением от

0,7 до 1,5 Па. Первый фильтр пакета окрашен в голубой цвет. Второй фильтр АФА-3Д-2 – из тех же материалов, сопротивление которых может меняться от 1,5 до 3 Па. Фильтр окрашен в розовый цвет. Последний фильтр должен улавливать все частицы, прошедшие через два первых слоя, чтобы определить количество задержанных 1-м и 2-м фильтрами частиц в долях от суммарной активности осажденной дисперсной фракции аэрозоля. В качестве третьего слоя можно использовать высокоэффективный аналитический фильтр АФА-РСП или АФА-РМП. Измерение активности радионуклидов в пробе проводят с использованием спектрометрической, либо радиометрической аппаратуры. В нашей работе использовался пакет фильтров АФА-3Д. Диапазон размеров частиц, определяемых с помощью метода пакета фильтров, зависит от скорости отбора проб и композиции пакета фильтров. При скорости отбора проб 1,5 м/с и стандартном сопротивлении первого слоя 1,2 Па/см/с возможен анализ размеров частиц в диапазоне 0,1 - 2 мкм. Снизив скорости до 0,5 м/с и уменьшив сопротивление до 0,8 - 1 Па/см/с, можно определить частицы с АМАД до 7 - 8 мкм. Подробно эта методика приведена в работе [100].

### 2.3 Исследование распределения соединений элементов по типам при ингаляции радиоактивных аэрозолей.

Определение параметров кинетики поглощения вещества в органах дыхания является сложной экспериментальной задачей, для которой пока не найдено общее решение, которое удовлетворяло бы всех исследователей. Поэтому для целей радиационной безопасности при моделировании кинетики поглощения радионуклидов рекомендуется использовать параметры, установленные для частиц, материал которых при ингаляции относится к одному из трех типов:

- тип Б – характеризуется быстрым поглощением вещества из частиц, осажденных на поверхности воздухоносного пути, в жидкости тела; при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 100 $сут^{-1}$;
- тип М – характеризуется медленным поглощением вещества; при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, наблюдается компонента активности радионуклида, поступающая в кровь со скоростью 0,0001 $сут^{-1}$;
- тип П – характеризуется промежуточным по скорости поглощением вещества из осажденных частиц в жидкости тела; при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 0,005 $сут^{-1}$.

Критерии отнесения исследуемого вещества к одному из типов при ингаляции приведены в таблице 2.5 и в схематическом виде представлены на рисунке 2.2.

Таблица 2.5 – Критерии отнесения вещества к одному из типов распределения соединений при ингаляции.

| Время после начала эксперимента, сутки | Количество радионуклида, перешедшее в раствор (с учетом распада), % | Распределение соединений элементов по типам при ингаляции |
|---|---|---|
| 0 – 30 | > 83 | Б |
| 30 – 180 | 12 – 83 | П |
| >180 | <12 | М |

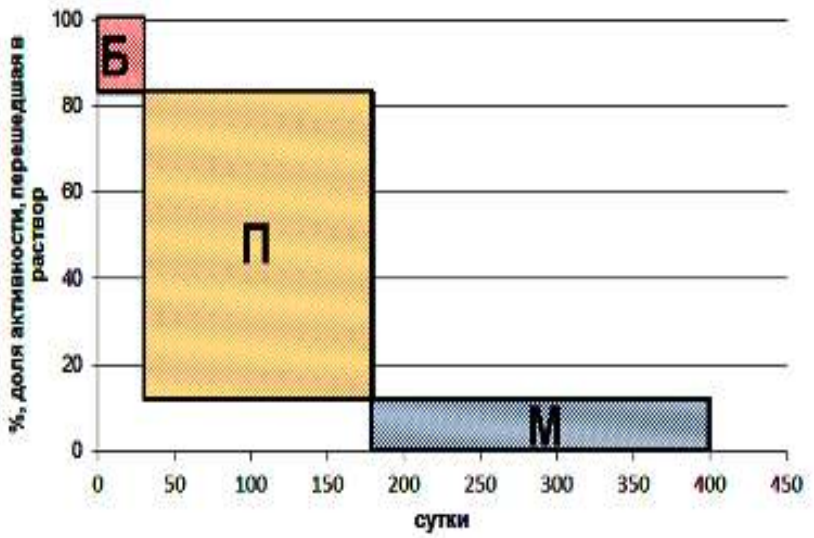



Рисунок 2.2 – Критерии отнесения вещества к одному из типов соединения при ингаляции

В Публикации 66 МКРЗ процессы абсорбции и механического перемещения аэрозольных частиц рассматриваются раздельно. С учетом этого, возможно применить способ соотнесения исследуемого вещества к одному из трех типов химического соединения при ингаляции. Для этой цели допустимо использование упрощенной методики in vitro [123]. В этом случае оценивается скорость диализа радиоактивных аэрозолей в модельной среде. Данный метод заключается в периодическом измерении доли исследуемого вещества, перешедшего в имитатор легочной жидкости (ИЛЖ) через мембрану.

В ходе анализа проба с исследуемым аэрозолем помещается в ячейку, образованную двумя тефлоновыми кольцами и двумя мембранами, пропускающими только объекты молекулярных размеров, например, мембранные фильтры Владипор марки МФАС-МА-2 с диаметром пор 0,25 мкм. Данная ячейка помещается в ИЛЖ (раствор Рингера) объемом 100 мл. Для имитации температуры человеческого тела (37

$^{o}$C), стаканы с диализными ячейками устанавливаются в климатической камере Binder KBF 115 (рисунок 2.3). Динамику перехода радионуклидов из аэрозольных фильтров в раствор изучают в течение 180 суток, с заданной периодичностью заменяя ИЛЖ (например, 0,125, 1, 2, 7, 15, 30, 60, 90, 140, 180 суток).

Растворы упаривают до 20 мл и измеряют на низкофоновом жидко-сцинтилляционном спектрометре Quantulus 1220.

Рисунок 2.3 – Климатическая камера Binder KBF 115

Кинетику диализа радионуклидов в ИЛЖ определяли с помощью измерений активности диализата на жидко-сцинтилляционном спектрометре Quantulus 1220. По результатам измерений рассчитывали суммарную долю активности альфа-излучающих радионуклидов, перешедшую раствор.

Для обработки результатов измерений использовали следующее аппроксимирующее уравнение:

$$Q = 1 - A_t/A_0 = 1-(a_1e^{-k1t}+ a_2e^{-k2t}+a_3^{-k3t}) \quad (2.3)$$

где Q – доля активности фильтра, перешедшая в раствор в момент времени t;

$A_0$ – исходная активность фильтра;

$A_t$ – активность фильтра в момент времени t;

$a_1$, $a_2$, $a_3$ – коэффициенты, определяющие долевой состав фракций с разной скоростью перехода в раствор (Б, П, М);

k1, k2, k3 – коэффициенты, определяющие скорости диализа вещества, $сут^{-1}$.

### 2.4 Радионуклидный состав

Исследование радионуклидного состава и измерение активности гамма-излучающих радионуклидов проводится на полупроводниковом гамма-спектрометре, состоящем из широкополосного детектора Canberra BE3830, серийный номер b07122 и анализатора производства Canberra (Рисунок 2.4). Его технические характеристики представлены в Таблице 2.6, а измерения проводили в соответствии с методикой [101].

Таблица 2.6 – Технические характеристики гамма - спектрометра Canberra InSpector-2000 с ППД BE3830

| | |
|---|---|
| Энергетические границы регистрирования | 3 кэВ - 3000 кэВ |
| Количество каналов преобразования | 8192 |
| Коэффициент усиления | 2-2438 |
| Физические размеры кристалла ППД | ∅71 х 31 мм |
| Рабочее напряжение | 4500 В |
| Энергетическое разрешение при 1332 кэВ | 2,1 кэВ |

Радиохимическая пробоподготовка счетных образцов для альфа-спектрометрии проводится в соответствии с методиками [102-104] измерения проводятся на альфа-спектрометрах Alpha Duo ORTEC и МКС-01А Мультирад (Рисунок 2.4). Основные технические характеристики альфа-спектрометров представлены в Таблицах 2.7 и 2.8.

Таблица 2.7 – Технические характеристики альфа - спектрометра Alpha-Duo

| | |
|---|---|
| Энергетические границы регистрирования | 0,3 – 0,9 МэВ |
| Фоновая скорость счета | не превышает 0,001 имп/с |
| Площадь кристалла ППД<br>детектор типа Ultra – As ENS-U300 №52 - 083EE6<br>детектор типа Ultra – As ENS-U900 №52 - 07803 | <br>300 $мм^2$<br>900 $мм^2$ |
| Энергетическое разрешение по линии 5490 кэВ (Pu-238)<br>Для детектора типа Ultra – As ENS-U300 №52 - 083EE6 | <br>18 кэВ |
| Для детектора типа Ultra – As ENS-U900 №52 - 07803 | 29 кэВ |

а)

б)

Рисунок 2.4 – а) альфа-спектрометр МКС-01А Мультирад; б) полупроводниковый спектрометр Canberra InSpector-2000 с ППД BE3830

Таблица 2.8 – Технические характеристики альфа-спектрометра МКС-01А Мультирад

| | |
|---|---|
| Энергетические границы регистрирования | 0,5 – 10 МэВ |
| Количество каналов преобразования | 4096 |
| Площадь кристалла ППД | 450 мм$^2$ |
| Диапазон измеряемой активности | 0,01–1000 Бк |
| Временная нестабильность за 8 часов непрерывной работы | ≤ ±2% |

Для исследования динамики счетной концентрации аэрозолей, температуры и влажности окружающей среды применялись шестиканальные оптические счетчики Handheld 3016, номер в Государственном реестре СИ 48014-11 и счетчики CEM DT-9880 (Рисунок 2.5). Технические характеристики представлены в Таблице 2.9.

Таблица 2.9 – Технические характеристики счетчика HandHeld 3016

| | |
|---|---|
| Количество измерительных каналов по размерам регистрируемых в них аэрозольных частиц | 6 |
| Пороговые значения размеров частиц, регистрируемых в измерительных каналах, мкм:<br>Канал 1<br>Канал 2<br>Канал 3<br>Канал 4<br>Канал 5<br>Канал 6 | <br><br>0,3<br>0,5<br>1<br>3<br>5<br>10 |
| Диапазон измерений счетной концентрации аэрозольных частиц, дм$^{-3}$ | от 100 до $1{,}4 \cdot 10^5$ |
| Пределы допускаемой относительной погрешности измерения счетной концентрации аэрозольных частиц, % | ± 8 |
| Объемный расход аэрозольной пробы, дм$^3$/мин | 2,8 |

а)

б)

Рисунок 2.5 – а) оптический счетчик HandHeld 3016; б) оптический счетчик CEM DT-9880

### 2.5 Исследование реакционных свойств аэрозолей СНУП топлива

Для исследования реакционных свойств аэрозолей СНУП топлива в воздушной среде использовали:

- микроанализатор - растровый электронный микроскоп (ИЛ-2);
- электронный микроскоп Quanta Inspect S с энергодисперсионным детектором EDAX для проведения микрорентгеноспектрального анализа (определение микроструктуры и химического состава различных образцов СНУП в процессе их хранения)
- рентгеновский дифрактометр (XRD-7000);
- анализаторы химического состав «LEKO - ТС600» либо «LEKO - ТС400»;
- масс-спектрометр «TRITON+».

Дифрактометр рентгеновский «Shimadzu XRD-7000» (Рисунок 2.6) предназначен для измерения угловой зависимости интенсивности отражённого от вещества излучения для последующего вычисления значений параметров кристаллической решетки и оценки качественного фазового состава с использованием баз кристаллографических данных. Принцип действия дифрактометра основан на дифракции рентгеновских лучей от атомных плоскостей кристаллической решетки исследуемого вещества. Главные компоненты дифрактометра – рентгеновская трубка и детектор – размещаются на гониометре (системе точной установки и отслеживания угла излучения по отношению к поверхности образца). Одно плечо гониометра задает угол облучения образца рентгеновской трубкой, другое определяет угол отражения излучения от образца (детектируемый сигнал). Направляемый из источника пучок рентгеновских лучей

отражается от определенных кристаллографических атомных плоскостей и фокусируется на приемной щели детектора. Регистрация дифракционной картины углового распределения отражаемых импульсов (для выделения возникающих брэгговских отражений от систем различных кристаллографических плоскостей) осуществляется сцинтилляционным детектором – счетчиком количества зарегистрированных отраженных импульсов. Детектор непрерывно во время движения (при изменении угла) регистрирует интенсивность рентгеновского излучения.

Анализатор кислорода и азота LECO TC-400 (Рисунок 2.6) предназначен для экспресс-анализа содержания кислорода и азота в черных, цветных металлах, сталях и сплавах и других неорганических материалах, работает под управлением программного обеспечения в операционной системе Windows и использует самостоятельную импульсную печь для плавления.

Работа оборудования основана на методе плавления пробы в токе инертного газа, с последующим детектированием выделенного азота в ячейке с детектором по теплопроводности. Измерение массовой доли кислорода проводится с использованием инфракрасно-абсорбционного метода определения диоксида углерода, образующегося в результате взаимодействия кислорода пробы с углеродом графитового тигля при плавлении образца в токе инертного газа в печи анализатора

а) б) в)

Рисунок 2.6 – а) анализатор азота и кислорода LECO; б) дифрактометр рентгеновский «Shimadzu XRD-7000»; в) масс-спектрометр «TRITON+».

### 2.6 Исследуемые характеристики внешнего облучения

Мерой вредного воздействия внешнего облучения ионизирующим излучением при нормальной эксплуатации ИИИ является эффективная доза внешнего облучения и эквивалентные дозы облучения отдельных органов и тканей, которые так же являются нормируемыми величинами. Для исследования закономерностей формирования этих

величин, а так же для определения перехода от операционных величин и показаний приборов радиационного контроля к нормируемым величинам проводилось исследование следующих характеристик внешнего облучения персонала:

- Интенсивности (мощности доз) полей фотонного и нейтронного излучений на рабочих местах.
- Неравномерность облучения персонала по телу
- Угловое распределение излучения на рабочем месте
- Энергетические характеристики полей фотонного и нейтронного излучения на рабочих местах
- Индивидуальные дозы облучения персонала

### 2.7 Исследование полей фотонного и нейтронного излучения

#### 2.7.1 Исследование дозовых характеристик полей фотонного и нейтронного излучений

Исследование дозовых характеристик полей фотонного и нейтронного излучений проводилось на рабочих местах персонала с помощью дозиметра рентгеновского и гамма-излучения ДКС-АТ1123 (Рисунок 2.7 (а)) и дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоками БДКР-01, БДКГ-04; БДПА-01, БДКН-03 (Рисунок 2.7 (б)), предназначенного для измерения амбиентного эквивалента дозы и мощности амбиентного эквивалента дозы рентгеновского и гамма-излучения в широком диапазоне; амбиентного эквивалента дозы нейтронного излучения; плотности потока и флюенса альфа частиц с загрязненных поверхностей. Блок детектирования БДКР-01 представляет собой высокочувствительный сцинтилляционный интеллектуальный блок детектирования рентгеновского излучения, предназначенный для контроля дозовых нагрузок на кожу. Блок позволяет проводить измерение мощности направленной эквивалентной дозы H’(0,07) непрерывного рентгеновского излучения с энергией от 5 кэВ. Технические характеристики дозиметров представлены в Таблицах 2.10-2.14. Исследовались неравномерность облучения по телу персонала на рабочих местах, соотношение гамма и нейтронной компоненты облучения, динамика изменения мощности дозы в ходе технологического процесса на комплексных экспериментальных установках.

а)

б)

Рисунок 2.7 — а) Дозиметр ДКС-АТ1123; б) Дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М

Таблица 2.10 – Технические характеристики дозиметра ДКС-АТ1123

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Детектор | Сцинтилляционная пластмасса Ø30х15 мм |
| Диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы | 50 нЗв/ч – 10 Зв/ч |
| Диапазон энергий | 15 кэВ – 10 МэВ |
| Диапазон измерения амбиентного эквивалента дозы | 10 нЗв – 10 Зв |
| Энергетическая зависимость чувствительности относительно энергии 662 кэВ ($^{137}$Cs) | ±35% |
| Предел основной относительной погрешность измерения | ±15% |
| Минимальная длительность импульсного излучения | 10 нс |
| Минимальная длительность кратковременного излучения | 30 мкс |
| Время установления рабочего режима | 1 мин |
| Чувствительность к гамма-излучению источника $^{137}$Cs | 70 имп·с$^{-1}$/мкЗв·ч$^{-1}$ |
| Чувствительность к фоновому бета-излучению $^{90}$Sr + $^{90}$Y с фильтром на расстоянии 5 см | 3·10$^{-7}$ мкЗв·ч$^{-1}$·Бк$^{-1}$ |

Таблица 2.11 – Технические характеристики блока детектирования БДКН-03

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Детектор | 3Не пропорциональный счетчик в полиэтиленовом замедлителе |
| Диапазон энергий | 0,025 эВ – 14 МэВ |
| Диапазон измерения мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронного излучения | 0,1 мкЗв/ч – 10 мЗв/ч |
| Пределы допускаемой основной относительной погрешности измерения мощности дозы и дозы | ±20% |

Таблица 2.12 – Технические характеристики блока детектирования БДКР-01

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Детектор | NaI(Tl), ø9x2 мм. с бериллиевым окном |
| Диапазон измерения мощности направленного эквивалента дозы, мкЗв/ч | 0,05 – 100 |
| Диапазон измерения направленного эквивалента дозы | 0,05 мкЗв – 5 мЗв |
| Диапазон энергии, кэВ | 1 режим: 5 – 25<br>2 режим: 25 -160 |
| Основная погрешность измерения, % | не более ±20 |
| Энергетическая зависимость чувствительности, % | |
| - в диапазоне от 5 до 60 кэВ | ±35 |
| - в диапазоне от 60 до 160 кэВ | ±30 |
| Погрешность калибровки $^{57}$Co, $^{109}$Cd, $^{55}$Fe, $^{241}$Am, % | не более ±5 |
| Максимальная статистическая загрузка, $с^{-1}$ | $6 \cdot 10^4$ |
| Обнаруживаемая активность $^{241}$Am на расстоянии 0,5 м за время 1-2 с. | 1000 кБк (27 мкКи) |
| Чувствительность по $^{241}$Am, имп$\cdot с^{-1}$/мкЗв$\cdot ч^{-1}$ | 400 |

Таблица 2.13 – Технические характеристики блока детектирования БДКГ-04

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Детектор | сцинтилляционная пластмасса с добавками тяжёлых металлов, ø30x15 мм |
| Диапазон измерения мощности амбиентной эквивалентной дозы рентгеновского и гамма-излучения | 0,05 мкЗв/ч – 10 Зв/ч |
| Диапазон измерения амбиентной эквивалентной дозы рентгеновского и гамма-излучения | 0,05 мкЗв – 10 Зв |
| Диапазон энергии | 15 кэВ – 3 МэВ |
| Основная погрешность измерения, % | не более ±20 |
| Энергетическая зависимость чувствительности, % | |
| - в диапазоне от 15 до 60 кэВ | ±35 |
| - в диапазоне от 60 кэВ до 3 МэВ | ±20 |
| Чувствительность по $^{137}$Cs, имп$\cdot с^{-1}$/(мкЗв$\cdot ч^{-1}$) | 70 |

Таблица 2.14 – Технические характеристики блока детектирования БДПА-01

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Детектор | ZnS(Ag), ø60 мм. |
| Диапазон измерения плотности потока альфа-частиц, част./(мин$\cdot см^2$) | $0,1 – 10^5$ |
| Диапазон измерения флюенса альфа-частиц $^{239}$Pu, $см^{-2}$ | $1 – 3 \cdot 10^6$ |
| Диапазон измерения поверхностной активности 239Pu, Бк·см-2 | $3,4 \cdot 10^{-3} – 3 \cdot 10^3$ |
| Диапазон энергии регистрируемых альфа-частиц, МэВ | 3 – 7 |
| Основная погрешность измерения, % | |
| - в диапазоне 0,1 - 1 част./(мин·см2) | ±50 |
| - в диапазоне 1 – 105 част./(мин·см2) | ±20 |
| Чувствительность по 239Pu, имп·с-1/(част/(мин·см2)) | 0,15 |

### 2.7.2 Исследование энергетических характеристик полей фотонного и нейтронного излучения

Для исследования энергетических распределений фотонного излучения, падающего на различные участки тела персонала (лицо, грудь, кисти рук) использовался портативный сцинтилляционный гамма-спектрометр InSpector 1000 (Рисунок 2.8), оснащенный стабилизированным сцинтилляционным блоком детектирования на основе кристалла NaI(Tl) размерами 51x51 мм. Спектрометр предназначен для измерения спектров гамма излучения, идентификации радионуклидов и измерению активности. Технические характеристики гамма спектрометра InSpector 1000 приведены в Таблице 2.15.

а) б)

Рисунок 2.8 — а) Гамма-спектрометр InSpector 1000; б) Дозиметр ДКС-96 с дополнительными шаровыми замедлителями

Таблица 2.15 – Технические характеристики гамма-спектрометра InSpector 1000

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Диапазон регистрируемых энергий | от 50 до 3000 кэВ |
| Предел допускаемой основной относительной погрешности характеристики преобразования | не более ±0,6% |
| Относительное энергетическое разрешение по линии гамма-излучения радионуклида $^{137}$Cs с энергией 661,7 кэВ | не более 8% |
| Максимальная допустимая входная статистическая загрузка спектрометра | не менее $5\times10^4$ $с^{-1}$ |
| Нестабильность энергетической характеристики за 8 часов непрерывной работы | не более 1% |

Оценка вклада фотонного излучения с энергией менее 50 кэВ проводилась на основании измерений МАЭД фотонного излучения с помощью блока детектирования БДКГ-04 с различными крышками модерирующими энергетическую зависимость чувствительности (Рисунок 2.9). Анализируя отношение показаний открытого детектора и

детектора закрытого алюминиевой крышкой определялась эффективная энергия фотонного излучения в точках где она принимала значение менее 50 кэВ.

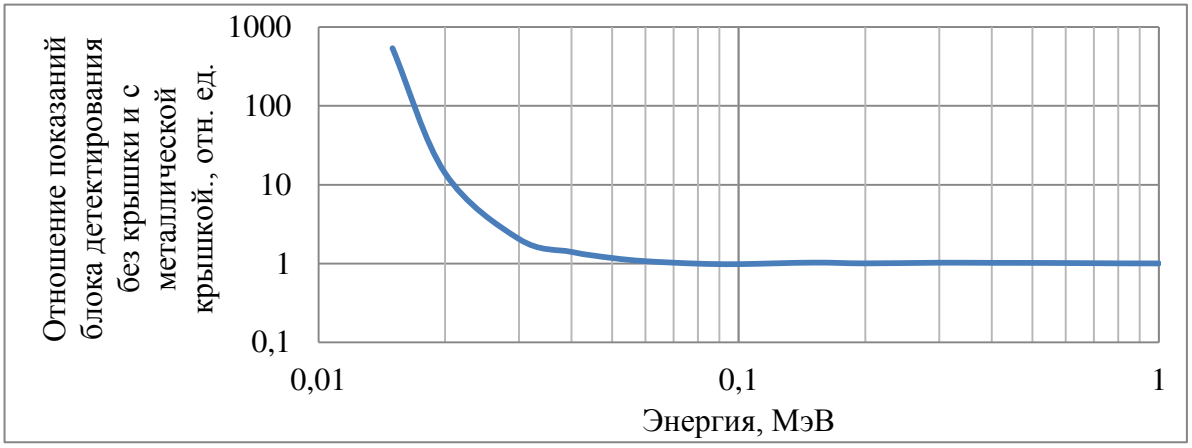



Рисунок 2.9 — Зависимость отношения показаний блока детектирования БДКГ-04 без крышки и с металлической крышкой от энергии гамма-излучения.

Для исследования энергетических распределений нейтронного излучения применялся дозиметр-спектрометр на основе дозиметра ДКС-96 с блоком детектирования БДМН-96С с дополнительными полиэтиленовыми шаровыми замедлителями диаметром 70, 120, 200, 300 мм (Рисунок 2.8).

Принцип работы дозиметра-спектрометра основан на измерении средней плотности потока тепловых нейтронов в центре шаровых полиэтиленовых замедлителей различных диаметров с последующим восстановлением спектра нейтронов и расчетом значений необходимых дозиметрических величин по восстановленному спектру нейтронов. Спектр нейтронов $f(E)$ определяется в итерационном процессе по формуле (2.4)

$$f_t(E) = f_{t-1}(E) \cdot \frac{1}{n} \cdot \sum_{i=1}^{n} \frac{d_i(E)}{\int d_i(E) \cdot f_{t-1}(E) \cdot dE} \qquad (2.4)$$

### 2.8 Оценка индивидуальных доз внешнего облучения

Исследование индивидуальных доз облучения персонала при проведении работ на комплексных экспериментальных установках производилось с помощью индивидуальных дозиметров, выдававшихся персоналу на время проведения исследований.

Для измерения индивидуального эквивалента дозы Hp(10) внешнего облучения в смешанных гамма-нейтронных полях применялись альбедные термолюминесцентные дозиметры ДВГН-01 в составе комплекса АКИДК-301 и электронные прямопоказывающие дозиметры EPD-N2. Дозиметры были упакованы в общий

полиэтиленовый чехол для исключения влияния различных условий ношения данных дозиметров на соотношение их показаний (Рисунок 2.10). Технические характеристики дозиметров приведены в Таблицах 2.16 и 2.17.

а) б) в)

Рисунок 2.10 — а) Сборка из дозиметров EPD-N2 и ДВГН-01; б) Дозиметр DIS-1; в) Устройство дозиметров МКД типа Б.

Таблица 2.16 – Технические характеристики индивидуального дозиметра ДВГН-01

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Диапазон измерения индивидуальных эквивалентов доз фотонного и нейтронного излучений | 0,05 мЗв – 2 Зв |
| Диапазон измеряемых энергий нейтронного излучения | 0,025 эВ – 14 МэВ |
| Погрешность измерений в диапазоне доз от 0,05 мЗв до 2 Зв | не более ±15% |

Таблица 2.17 – Технические характеристики индивидуального дозиметра EPD-N2

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Чувствительность к рентгеновскому и гамма-излучению | E > 25кэВ |
| Чувствительность к нейтронам | 0,025 эВ < E < 15 МэВ |
| Индикация и хранение доз | от 0 мкЗв до > 16 Зв |
| Индикация мощности дозы | от 0 мкЗв/ч до > 4 Зв/ч |
| Энергетический отклик по гамма-излучению | ±20% для интервала от 30 кэВ до 1,5 МэВ и ±30% от 25 кэВ до 7 МэВ |

Для измерения дозы в коже пальцев рук на глубине 40 мг·см$^{-2}$ в соответствии с требованиями НРБ-99/2009 применялись дозиметры МКД (тип Б). Дозиметр типа Б состоит из набора детекторов ТТЛД-580, разделенных тканеэквивалентными поглотителями, толщина которых выбраны таким образом, чтобы первые два детектора измеряли дозу на глубине порядка 30 - 50 мг·см$^{-2}$, а остальные детекторы на глубинах

порядка 92 и 155 мг·см$^{-2}$. Набор детекторов запаян в полиэтиленовый конверт и помещен на гибкую несущую основу, с помощью которой он крепится на внутренней стороне фаланг пальцев рук. Схематическое устройство дозиметра МКД типа Б представлено на Рисунке 2.10.

Для измерения эквивалентной дозы облучения кожи лица Hp(0.07) применялись дозиметры DIS-1 со считывателем DBR-1 (Рисунок 2.10). Принцип действия дозиметров DIS-1 основан на комбинации свойств ионизационной камеры и элементов долговременного хранения электронного заряда в виде ловушек на плавающем затворе МОП-транзистора. Дозиметры DIS-1, в качестве детекторов ионизирующего излучения, содержат три герметичные ионизационные камеры - две для измерения низких (до 4 мЗв) и средних (до 1000 мЗв) индивидуальных доз сильно проникающего излучения Hp(10), и одну камеру - для измерения индивидуальной дозы до 1000 мЗв слабо проникающего излучения Hp(0,07). Технические характеристики дозиметров DIS-1 приведены в Таблице 2.18.

Таблица 2.18 – Технические характеристики дозиметров DIS-1

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Диапазон измерений ИЭД Hp(10) | от $10^{-6}$ до 40 Зв |
| Диапазон измерений ИЭД Hp(0,07) | от $10^{-5}$ до 40 Зв |
| Пределы допускаемой относительной погрешности измерения ИЭД фотонного излучения<br>В диапазоне измерения от 1 до 6 мкЗв<br>Hp(10)<br>В диапазоне измерения от 6 до 60 мкЗв<br>Hp(10)<br>Hp(0,07)<br>В диапазоне измерения от 60 мкЗв до 1 Зв<br>Hp(10)<br>Hp(0,07)<br>В диапазоне измерения от 1 Зв до 40 Зв<br>Hp(10)<br>Hp(0,07) | <br><br><br>±(100/H)%<br><br>±15%<br>±(1000/H) %<br><br>±15%<br>±20%<br><br>±20%<br>±20%<br>H - измеренная доза в мкЗв |
| Диапазон энергий регистрируемого фотонного излучения:<br>Hp(10)<br>Hp(0,07) | <br>от 0,015 до 7,0 МэВ<br>от 0,006 до 7,0 МэВ |
| Диапазон энергий регистрируемого бета-излучения:<br>Hp(0,07) | <br>от 0,24 до 2,20 МэВ |
| Энергетическая зависимость чувствительности DIS относительно энергии $^{137}$Cs | ±30 % |

Значения ожидаемых эффективных доз внешнего облучения персонала за год $Hp_{\text{год}}$ и статистический разброс данной величины $\Delta Hp_{\text{год}}$ по показаниям индивидуальных дозиметров определялись по формуле (2.5).

$$Hp_{\text{год}} = \frac{\overline{Hp}}{T_{\text{контр}}} \cdot T_{\text{год}} \tag{2.5}$$

$$\Delta Hp_{\text{год}} = \frac{\Delta\overline{Hp}}{T_{\text{контр}}} \cdot T_{\text{год}}$$

$$\overline{Hp} = \frac{1}{N}\sum_{i=1}^{N}\left(Hp_i - Hp_{\text{фон}}\right)$$

$$\Delta\overline{Hp} = 2 \cdot \sqrt{\frac{1}{N-1} \cdot \sum_{i=1}^{N}(Hp_i - \overline{Hp})^2}$$

Где $Hp_i$ – ИЭД фотонного, нейтронного излучения Hp(10), ИЭД на кожу рук Hp(0,4) или ИЭД на кожу лица Hp(0,07); $Hp_{\text{фон}}$ – показания фонового дозиметра, экспонировавшегося в точке хранения дозиметров; $T_{\text{контр}}$ – период проведения исследований в рабочих днях; $T_{\text{год}}$ – количество рабочих дней в году.

### 2.9 Оценка ожидаемых доз внутреннего облучения

Расчет дозового коэффициента (ожидаемая эффективная доза на единичное поступление, Зв/Бк) с учетом, установленных в ходе исследований физико-химических характеристик радиоактивных аэрозолей проводился по формуле:

$$e(50)_{i,f,d} = \sum z_i \cdot f_i \cdot \varepsilon_{i,f,d} \tag{2.6}$$

где:

- $z_i$ – вклад радионуклида i в суммарную активность;
- $f_i$ – долевой вклад типа соединения при ингаляции f для радионуклида i;
- $e(50)_{i,\,f,\,d}$ – дозовый коэффициент для радионуклида i, с типом соединения при ингаляции f и АМАД d, взятый из базы данных МКРЗ (The ICRP Database of Dose Coefficients: Worker and Members of the Public, Elsevier, 2001).

В Таблице 2.19 представлены дозовые коэффициенты из базы данных МКРЗ, используемые в расчетах.

Таблица 2.19 - Дозовые коэффициенты из базы МКРЗ (The ICRP Database of Dose Coefficients: Worker and Members of the Public, Elsevier, 2001), используемые в расчетах, Зв/Бк.

| АМАД | Pu-238 | | Pu-239 | | Am-241 |
|---|---|---|---|---|---|
| | П | М | П | М | П |
| 1 | 4,3E-05 | 1,5E-05 | 4,7E-05 | 1,5E-05 | 3,90E-05 |
| 5 | 3,0E-05 | 1,10E-05 | 3,2E-05 | 8,3E-06 | 2,70E-05 |
| 10 | 1,8E-05 | 6,0E-06 | 2,0E-05 | 5,9E-06 | 1,70E-05 |

Расчет $ПГП_{перс}$ и $ДОА_{перс}$ выполнялся по формулам:

$$ПГП_{перс} = 20мЗв/ e(50)_{i, f, d} \quad (2.7)$$

где $e(50)_{i, f, d}$ – дозовый коэффициент для данного производства, рассчитанный по формуле (2.6).

$$ДОА_{ПЕРС} = ПГП_{перс} / V_{перс} \quad (2.8)$$

Где $V_{перс}$ = 2400 $м^3$, объем вдыхаемого воздуха в год для персонала (при продолжительности работы $t_{перс}$ = 1700 ч, п.8.2 НРБ-99/2009).

Используя среднегодовые значения ОА по данным ГРБ ХМЗ за 2018-2019 гг. были рассчитаны годовые значения ОЭД с учетом полученных дозовых коэффициентов. Расчет годовой ОЭД проводился по формуле:

$$E_Г = e(50)_{i,f,d} \cdot Q_Г \cdot V_{ПЕРС} \quad (2.9)$$

где $Q_Г$ – среднегодовая объемная активность, $Бк/м^3$.

Общее количество проведенных измерений в рамках исследования аэродисперсных систем на комплексных экспериментальных установках по производству таблеток СНУП-топлива приведено в Таблице 2.20.

Таблица 2.20 – Сведения по видам и количеству отобранных проб аэрозолей и проведенных измерений в рамках настоящего исследования.

| № | Цель отбора или измерений | Прибор, устройство | Кол-во проб, измерений |
|---|---|---|---|
| 1 | 2 | 3 | 4 |
| 1 | Исследование дисперсного состава радиоактивных аэрозолей | Импакторы (АИП-2, ФРТЧ, каскадный импактор Андерсена, ИРАМ-2-4И) | 41 |
| | | Пакеты фильтров АФА-3ДА-20 | 6 |
| 2 | Исследование нуклидного состава, измерения объемной активности, определения типа соединения при ингаляции | Фильтры АФА-РСП-20 | 141 |

| | | | |
|---|---|---|---|
| | | | продолжение таблицы 2.20 |
| 3 | Измерение суммарной активности альфа-излучающих радионуклидов для определения объемной активности и дисперсного состава радиоактивных аэрозолей | Альфа-бета радиометр для измерений малых активностей УМФ-2000 | 230 |
| 4 | Измерение активности гамма-излучающих радионуклидов для определения нуклидного и дисперсного состава радиоактивных аэрозолей | Полупроводниковый спектрометр Canberra BE3830 | 191 |
| 5 | Измерение активности альфа-излучающих радионуклидов для определения нуклидного состава и дисперсного состава | Альфа-спектрометры Alpha-Duo, Мультирад-АС | 313 |
| 6 | Экспериментальная оценка влияния компоновки производственных помещений и технологического оборудования на динамику пространственного распределения аэрозольных частиц в воздушной среде, исследование динамики счетной концентрации радиоактивных аэрозолей | Оптические счетчики HandHeld 3016, CEM DT-9880 | 26 |
| 7 | Исследование динамики счетной концентрации радиоактивных аэрозолей, определение дисперсного состава радиоактивных аэрозолей | Электрический импактор низкого давления HR-ELPI+ | 2 |

Общее количество проведенных измерений по исследованию особенностей формирования индивидуальных доз внешнего облучения при работах на комплексных экспериментальных установках по производству таблеток СНУП-топлива, приведено в Таблице 2.21.

Таблица 2.21 – Сведения по видам и количеству проведенных измерений по исследованию особенностей формирования индивидуальных доз внешнего облучения

| № | Вид измерения | Кол-во измерений |
|---|---|---|
| 1 | 2 | 3 |
| 1 | **Индивидуальный эквивалент дозы гамма-нейтронного излучения** с помощью индивидуальных дозиметров (EPD-N2 и ДВГН-01), выдаваемых персоналу КЭУ | 34 |
| 3 | Индивидуальный эквивалент дозы гамма-излучения и **эквивалентная доза облучения кожи лица** с помощью индивидуальных дозиметров DIS-1, выдаваемых персоналу КЭУ | 17 |
| 4 | Индивидуальная **эквивалентная доза облучения кожи рук** с помощью индивидуальных дозиметров МКД (тип Б), выдаваемых персоналу КЭУ | 17 |

| | | |
|---|---|---|
| | | продолжение Таблицы 2.21 |
| 1 | 2 | 3 |
| 5 | Ионизация воздуха на рабочих местах | 93 |
| 6 | Исследование динамики изменения МАЭД фотонного излучения на рабочих местах в ходе технологического процесса. | 249 |
| 7 | Исследование вклада низкоэнергетического фотонного излучения в облучение рук персонала путем измерения МАЭД гамма-излучения в перчаточных проемах. | 104 |
| 8 | Исследование углового распределения фотонного излучения на рабочих местах путем измерения МАЭД гамма-излучения с применением коллиматора. | 336 |
| 9 | Исследование пространственного распределения фотонного излучения на рабочих местах путем измерения МАЭД гамма-излучения в различных точках пространства формирующего рабочее место. | 90 |
| 10 | Исследование вклада различных энергетических групп фотонного излучения в облучение тела персонала на рабочих местах путем измерения показаний дозиметра гамма-излучения с фильтрами различной толщины и материала. | 68 |
| 11 | Исследование вклада различных энергетических групп фотонного излучения в облучение рук персонала на рабочих местах путем измерения показаний дозиметра гамма-излучения с фильтрами различной толщины и материала в перчаточном проеме. | 57 |
| 12 | Исследование динамики изменения МАЭД нейтронного излучения на рабочих местах в ходе технологического процесса. | 248 |
| 13 | Исследование вклада низкоэнергетического фотонного излучения в облучение кожи рук персонала путем измерения МЭД на кожу рук в перчаточных проемах с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоком детектирования БДКР-01. | 50 |
| 14 | Исследование энергетического распределения нейтронного излучения на рабочих местах. | 10 |
| 15 | Исследование энергетического распределения фотонного излучения на рабочих местах. | 6 |
| 16 | Экспериментальные фантомное моделирование процесса облучения на рабочих местах с помощью гомогенных фантомов тела человека с целью сличения показаний различных типов индивидуальных дозиметров | 4 |
| 17 | Исследование динамики формирования эквивалентных доз на различные части тела с помощью многоканальной дозиметрической системы. | 2 |

# Глава 3 Радиационно-гигиеническая оценка факторов производственной среды, влияющих на безопасность персонала

Как отмечалось в главе 2, основными факторами радиационного воздействия на персонал являются:

- фотонное и нейтронное воздействие (внешнее облучение);
- поступление аэрозолей в воздух производственных помещений (внутренне облучение);
- загрязнение рабочих поверхностей и оборудования (внутренне облучение).

На Рисунке 3.1 приведена блок-схема технологического процесса карботермического синтеза, и параметры процесса.

КЭУ ХМЗ АО «СХК» предназначен для отработки следующих технологических операций:

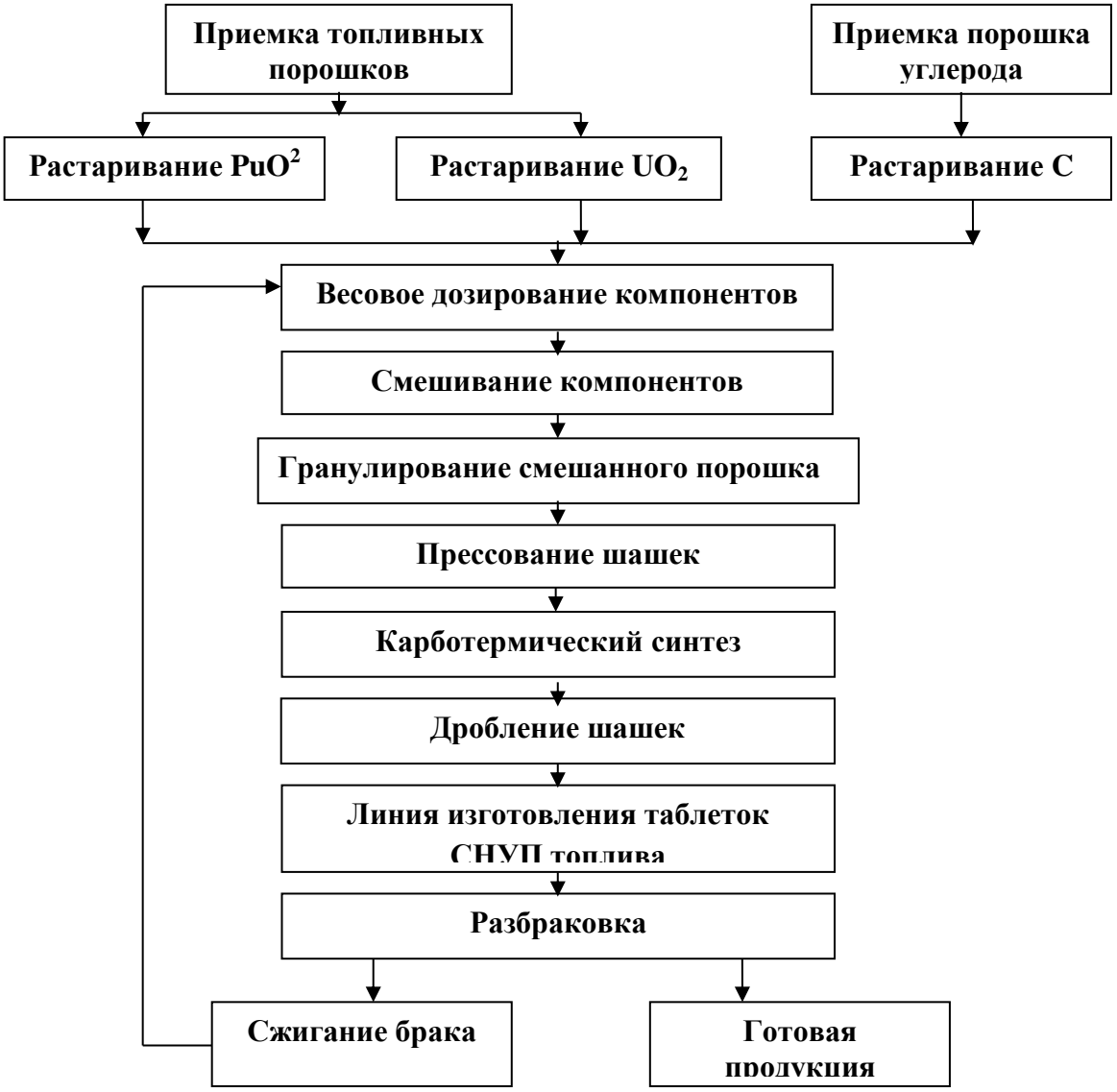
- процессов синтеза смешанного урана и плутония;
- получение топливных таблеток;
- испытание и усовершенствование технологического оборудования.

Линия карботермического (КЭУ-1) синтеза включает:

- весовое дозирование компонентов (бокс 1, 3);
- синтез спекания (боксы 4, 6, 8, 9, 14);
- выгрузку проб (бокс 5);
- взвешивание (бокс 7);
- отбраковку таблеток (бокс 11);
- хранение таблеток (бокс 12);
- прессование шашек и таблеток (бокс 13);
- измельчение, смешение исходных компонентов и нитридов (боксы 29 и 30).

Технологическая цепочка изготовления таблеточного нитридного топлива (КЭУ-2) состоит:

- из загрузки и подготовки исходных компонентов (боксы 1, 2);
- усреднение порошка (бокс 3);
- карботермический синтез (боксы 5, 12);
- дробление шашек и измельчение крупки (боксы 6, 7);
- грануляция и укладывание таблеток в лодочки (боксы 8, 10);
- спекание (бокс 12);
- временное хранение (бокс 16).




Удельное давление прессования таблеток – до 1,5 т/см$^2$ (7х2 мм)
Температура синтеза 1650 $^oC$
Время синтеза – 24 часа, среда - азот
Дожигание углерода после синтеза – 22 часа, азото-водород (7%)
Реакция для процесса:
$0{,}8UO_2+0{,}2PuO_2+2{,}5C+0{,}5N_2 \rightarrow U_{0,8}Pu_{0,2}N+2CO+0{,}5CH_4$

Рисунок 3.1. Блок-схема технологического процесса карботермического синтеза

Весь технологический комплекс выполнен по трехзональной схеме. Обслуживание установок производится со стороны операторской и ремонтной зоны. Комплекс состоит из перчаточных боксов с инертной атмосферой. В состав внутрибоксового оборудования входят устройства для дробления, размола, смешения и грануляции порошков, печи, пресс, средства контроля состава порошков и контроля размера таблеток.

### 3.1 Исследование полей фотонного излучения

Оценка динамики изменения по технологическому комплексу полей гамма-излучения проводилась на рабочих местах по всему технологическому циклу. Результаты исследования мощностей доз гамма-излучения в зависимости от технологического цикла приведены в Таблице 3.1.

Таблица 3.1 – Мощности амбиентной эквивалентной дозы гамма-излучения (мкЗв/час) в зависимости от технологического цикла

| № п/п | Наименование технологического цикла | МАЭД | | |
|---|---|---|---|---|
| | | Мин. | Макс. | среднее |
| 1 | Дозирование | 0,21±0,01 | 1,3±0,1 | 0,7±0,1 |
| 2 | Спекание | 0,31±0,06 | 1,00±0,08 | 0,78±0,08 |
| 3 | Выгрузка | 0,23±0,01 | 0,76±0,05 | 0,45±0,01 |
| 4 | Взвешивание | 0,15±0,01 | 0,65±0,05 | 0,35±0,01 |
| 5 | Отбраковка | 0,16±0,06 | 0,51±0,04 | 0,3±0,05 |
| 6 | Прессование шашек и таблеток | 1,5±0,1 | 13,0±1,0 | 7,0±0,1 |
| 7 | Смешение компонентов | 0,35±0,03 | 2,5±0,2 | 2,0±0,1 |
| 8 | Хранение | 0,1±0,01 | 1,21±0,12 | 0,6±0,05 |

Анализируя данные Таблицы 3.1 можно сделать вывод, что наиболее опасной технологической процедурой является прессование шашек и таблеток (МАЭД – 7,0 мкЗв/ч), смешение компонентов (2,0 мкЗв/ч) и спекание (0,78 мкЗв/ч).

Для оценки потенциальной опасности нами предполагается коэффициент, характеризующий степень опасности:

$$K_{on} = \frac{H^{*}_{cp}}{ДМД},$$

где $К_{оп}$ – коэффициент опасности, относит. ед.

$H^{*}_{cp}$ - мощность амбиентной эквивалентной дозы гамма-излучения на рабочем месте (мкЗв/ч);

ДМД – допустимая мощность амбиентной эквивалентной дозы (принято 2,4 мкЗв/ч).

Исходя из вышеизложенного, нами условно выделено 5 групп потенциальной опасности:

1-ая группа – безопасная

2-ая группа – относительно безопасная $0,1 \leq К_{оп} \leq 0,3$

3-ая группа – относительно опасная $0,4 \leq К_{оп} \leq 0,7$

4-ая группа –опасная $0,7 < К_{оп} \leq 1,5$

5-ая группа – чрезвычайно опасная $К_{оп} > 1,5$.

Согласно предложенной классификации степени потенциальной опасности к безопасным технологическим процессам относятся – взвешивание, отбраковка, выгрузка; относительно опасные – хранение, спекание, дозирование; очень опасные – смешение компонентов; чрезвычайно опасные – прессование шашек и таблеток. Полученные результаты возможно использовать при организации радиационного контроля технологического комплекса, обосновывая объем и периодичность контроля в зависимости от степени потенциальной опасности того или иного цикла.

### 3.2 Исследование полей нейтронного излучения

Исследование полей нейтронного излучения при работе на КЭУ-1 проводилось на рабочих местах по всему технологическому циклу. Полученные результаты приведены в Таблице 3.2.

Таблица 3.2 – Интенсивность МАЭД (мкЗв/ч) нейтронного излучения в зависимости от технологического процесса

| № п/п | Наименование технологического процесса | МАЭД нейтронного излучения, мкЗв/ч. | | |
|---|---|---|---|---|
| | | Мин. | Макс. | среднее |
| 1 | Дозирование | 0,11±0,06 | 0,37±0,03 | 0,26±0,01 |
| 2 | Спекание | 0,04±0,03 | 0,61±0,05 | 0,25±0,1 |
| 3 | Выгрузка | 0,11±0,01 | 0,22±0,09 | 0,14±0,01 |
| 4 | Взвешивание | 0,08±0,04 | 0,16±0,01 | 0,13±0,01 |
| 5 | Отбраковка | 0,08±0,05 | 0,4±0,03 | 0,24±0,08 |
| 6 | Дробление шашек и таблеток | 0,2±0,2 | 8,3±0,7 | 1,3±0,1 |
| 7 | Перемешивание продукции и смешивание | 0,3±0,12 | 2,4±0,4 | 0,9±0,1 |
| 8 | Хранение | 0,06±0,04 | 1,47±0,12 | 0,5±0,01 |

Используя предложенную нами оценку степени радиационной опасности, охарактеризуем технологические процессы, исходя их интенсивности нейтронного излучения:

1 выгрузка и взвешивание – безопасные ($К_{оп} < 0,1$),

2 дозирование, спекание, отбраковка – относительно безопасные ($К_{оп} = 0,1$),

3 хранение – относительно опасные ($К_{оп} = 0,2$),

4 перемещение продукции, смешивание – опасные ($К_{оп} = 0,4$),

5 дробление шашек и таблеток – очень опасные.

На основании данных по мощностям амбиентных эквивалентных доз гамма- и нейтронного излучения (Таблицы 3.1 и 3.2) была построена диаграмма рассеянного гамма-нейтронного излучения (Рисунок 3.2).

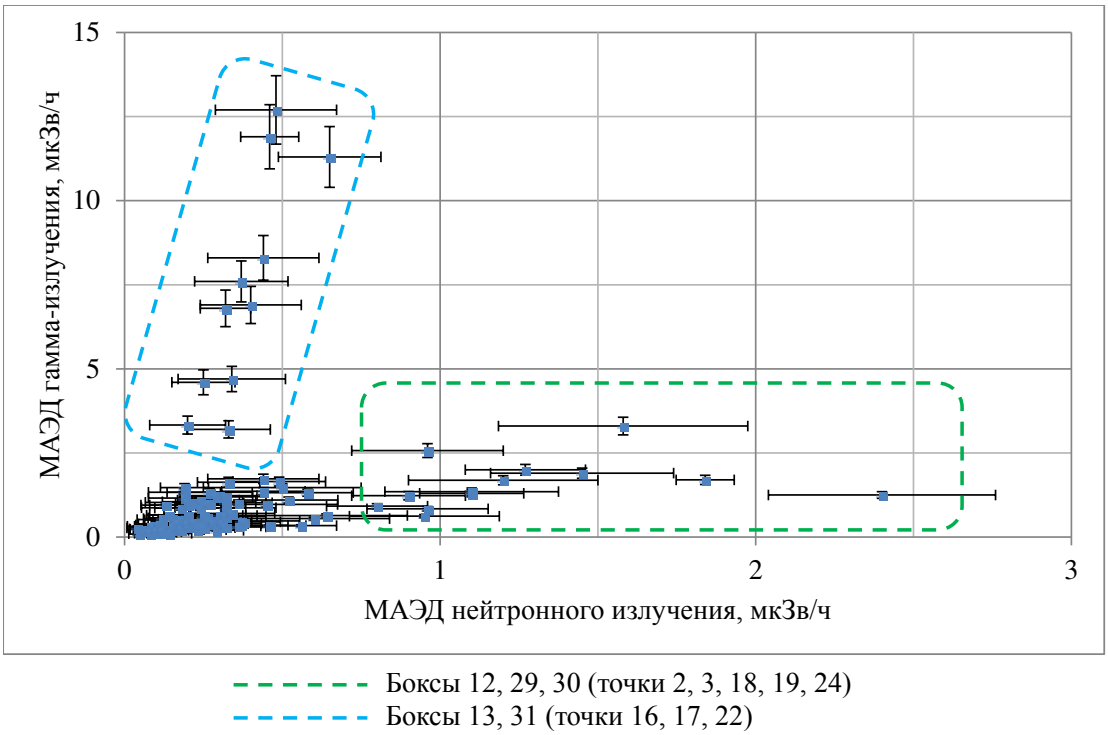



Рисунок 3.2 – Диаграмма рассеяния значений МАЭД гамма и нейтронного излучения

Из диаграммы видны два независимых тренда, соответствующие гамма и нейтронной мощности амбиентного эквивалента дозы, выделенных голубым и зеленым пунктирами. Голубым пунктиром выделен тренд значительного преобладания гамма излучения, формирующийся при выполнении технологических операций прессования таблеток и смешивания. Зеленым пунктиром выделен тренд, соответствующий сопоставимым значениям МАЭД гамма и нейтронного излучения. Данный тренд характерен для работ, где производится дробление шашек и временное хранение продукции. Таким образом, можно заключить, что операция прессования таблеток формирует основную дозу гамма облучения персонала, а операция дробления шашек и работы по перемешиванию продукции - основные дозы нейтронного облучения.

В ходе проведения радиационного контроля была отмечена значительная неравномерность облучения персонала, что потребовало дополнительных исследований для оценки эффективных доз облучения.

### 3.3 Исследование неравномерности облучения персонала

Для оценки неравномерности облучения гамма-излучением были проведены измерения значений мощности амбиентного эквивалента дозы и индивидуального эквивалента дозы на кожу на всех рабочих местах. Измерения проводились на уровне хрусталика глаз, груди, гонад и рук. Для оценки доз облучения рук (кожи) индивидуальные детекторы помещались в камерные перчатки. Энергетический диапазон измерения H*(10) блока детектирования БДКГ-04 составляет 25 кэВ – 3 МэВ и дает возможность оценить вклад слабопроникающего излучения в мощность амбиентного эквивалента дозы H*(10). Энергетический диапазон измерения H*(10) дозиметра ДКС-АТ1123 составляет 25 кэВ – 10 Мэв. Диапазон энергий 15 кэВ – МэВ соответствует измерениям, проведенным без пластиковой крышки.

В Таблице 3.3. представлены результаты проведенных измерений на рабочих местах КЭУ-1 ХМЗ АО «СХК» в момент проведения работ, а в Таблице 3.4 – результаты измерений после завершения ремонтных работ. Схема размещения точек измерений представлены на Рисунке 3.3.

Таблица 3.3 – Мощности направленного эквивалента дозы H*(0,07) и амбиентного эквивалента дозы H*(10) гамма-излучения на рабочих местах КЭУ-1 ХМЗ АО «СХК» (операторская зона) в момент проведения работ

| № | Наименование точки измерения | Максимальное значение мощности направленного эквивалента дозы на кожу H*(0,07), мкЗв/ч | | Амбиентный эквивалент мощности дозы гамма-излучения H*(10), мкЗв/ч | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 5 – 25 кэВ | 20 – 160 кэВ | 25 кэВ–3 МэВ | 60 кэВ–3 МэВ |
| 1 | спекание таблеток (бокс № 9 руки | 10 ± 1,2 | 10 ± 1,3 | 20 ± 3 | 11,0 ± 1,5 |
| 2 | Бокс №8 (печь №4) руки | 8,0 ± 0,8 | 6,0 ± 0,6 | 7,0 ± 1,0 | 3,0 ± 0,5 |
| | Бокс №8 через окно | 0,035 ± 0,018 | 0,022 ± 0,006 | 0,3 ± 0,04 | 0,02 ± 0,03 |
| | Бокс №8 на уровне гонад | 0,06 ± 0,02 | 0,080 ± 0,016 | 0,6 ± 0,1 | 0,40 ± 0,06 |
| 3 | Бокс № 13 Пресс, руки | 80 ± 8 | 60 ± 6 | 35 ± 5 | 12,0 ± 2,0 |
| 4 | Бокс № 30 руки (загрузка сырья, вихревой смеситель) | 45 ± 4 | 30 ± 3 | 25 ± 4 | 12 ± 2,0 |
| 5 | Место отдыха персонала | - | - | 0,104 ± 0,01 | 0,09 ± 0,01 |

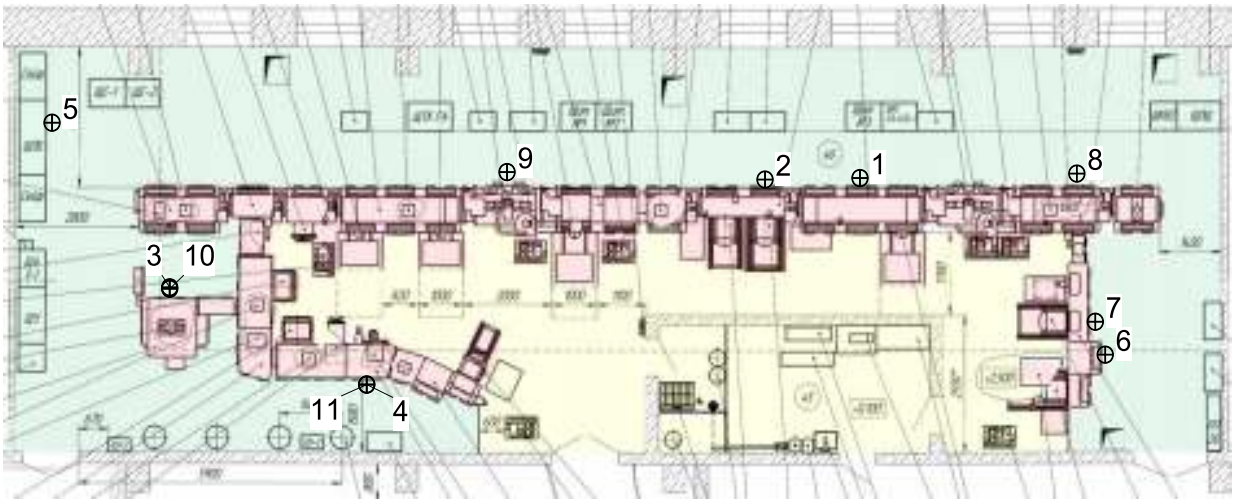



Рисунок 3.3 – Точки исследований неравномерности фотонного облучения, КЭУ-1

Таблица 3.4 – Мощности направленного эквивалента дозы H*(0,07) и амбиентного эквивалента дозы H*(10) гамма-излучения на рабочих местах КЭУ-1 ХМЗ АО «СХК» (операторская зона) в первые сутки после начала работ на цепочке

| № | Наименование точки измерения | Положение детектора | Максимальное значение мощности направленного эквивалента дозы на кожу H*(0,07), мкЗв/ч | | Амбиентный эквивалент дозы гамма-излучения H*(10), мкЗв/ч | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 5 – 25 кэВ | 20-160 кэВ | 15 кэВ - 10 МэВ | 25 кэВ –10 МэВ | 60 кэВ –10 МэВ |
| 6 | Печь 7/1, руки | Хрусталик | 0,10 ±0,03 | 0,10 ±0,01 | 0,22±0,02 | 0,25±0,03 | 0,2±0,02 |
| | | руки | 0,2 ±0,05 | 0,13 ±0,02 | 0,32±0,05 | 0,25±0,03 | 0,2±0,02 |
| 7 | Бокс № 14 синтеза, спекания, руки | Хрусталик | 0,15 ±0,03 | 0,17 ±0,02 | 0,50±0,05 | 0,40±0,04 | 0,40±0,05 |
| | | Грудь | 0,05 ±0,02 | 0,08 ±0,01 | 0,40±0,04 | 0,4±0,04 | 0,30±0,03 |
| | | Гонады | 0,07 ±0,02 | 0,1 ±0,01 | 0,30±0,05 | 0,30±0,05 | 0,20±0,02 |
| | | руки | 2,5 ±0,3 | 2,5 ±0,1 | 2,0±0,07 | 1,9 ±0,1 | 1,10±0,07 |
| 8 | Бокс № 11, отбраковка таблеток | Хрусталик | 0,010±0,006 | 0,008±0,003 | 0,06±0,01 | 0,09±0,01 | 0,10±0,02 |
| | | Грудь | 0,09 ±0,03 | 0,05±0,02 | 0,3±0,03 | 0,25±0,03 | 0,14±0,01 |
| | | Гонады | 0,30 ±0,05 | 0,4±0,05 | 0,35±0,02 | 0,30±0,03 | 0,20±0,02 |
| | | Перчатка | 16 ±0,7 | 15±0,3 | 20,0±0,4 | 18±1 | 12,3±0,4 |
| 9 | Бокс № 5, выгрузка проб | Лицо | 0,02±0,01 | - | 0,13±0,02 | 0,13±0,02 | 0,13±0,02 |
| | | Грудь | 0,03±0,01 | 0,07±0,01 | 0,23±0,02 | 0,23±0,02 | 0,15±0,01 |
| | | Гонады | 0,50±0,08 | 0,33±0,03 | 0,24±0,02 | 0,30±0,03 | 0,2±0,02 |
| | | руки | 7,3±0,4 | 4,8±0,1 | 4,0±0,2 | 3,5±0,1 | 2,0±0,1 |
| 10 | Бокс № 13, прессование шашек | Хрусталик | 9,3±0,6 | 10,0±0,4 | 4,2±0,3 | 3,8±0,1 | 2,2±0,1 |
| | | Грудь | 14,5±0,7 | 12,0±0,5 | 6,0±0,2 | 5,2±0,2 | 3,0±0,2 |
| | | Гонады | 0,9±0,1 | 1,20±0,08 | 1,68±0,08 | 1,8±0,2 | 1,10±0,09 |
| 11 | Бокс № 30 смешивание | Хрусталик | 0,03±0,02 | 0,030±0,008 | 0,22±0,03 | 0,23±0,03 | 0,20±0,02 |
| | | Грудь | 0,60±0,07 | 0,4±0,04 | 0,45±0,09 | 0,82±0,08 | 0,60±0,04 |
| | | Гонады | 0,22±0,04 | 0,15±0,04 | 0,45±0,07 | 0,37±0,04 | 0,3±0,04 |
| | | руки | 27±1 | 22,0±0,4 | 25±1 | 25,6±0,8 | 12,5±1,5 |

Как видно из Таблицы 3.4 фотонное облучение на рабочих местах КЭУ-1 имеет некоторую неоднородность в вертикальной плоскости (хрусталик, грудь, гонады). Поэтому были проведены более подробные исследования изменения МАЭД гамма-излучения на различной высоте от пола на рабочих местах КЭУ-1 (Таблица 3.5).

Таблица 3.5 – Исследования неоднородности облучения гамма-излучением в вертикальной плоскости

| № Точки | Описание точки | МАЭД гамма-излучения на различной высоте | | |
|---|---|---|---|---|
| | | 0,1 метра | 1 метр | 1,4 метра |
| 1 | Бокс 14 | 0,32 ± 0,03 | 0,60 ± 0,05 | 0,30 ± 0,02 |
| 2 | Бокс 12 | 0,95 ± 0,08 | 0,55 ± 0,04 | 1,23 ± 0,12 |
| 3 | Бокс 12 | 0,55 ± 0,04 | 0,92 ± 0,07 | 0,090 ± 0,009 |
| 4 | Бокс 11 | 0,52 ± 0,04 | 0,50 ± 0,04 | 0,110 ± 0,009 |
| 5 | Бокс 10 | 1,33 ± 0,11 | 0,36 ± 0,03 | 0,200 ± 0,020 |
| 6 | Бокс 9 | 1,03 ± 0,08 | 0,30 ± 0,02 | 0,200 ± 0,016 |
| 7 | Бокс 9 | 0,97 ± 0,08 | 0,57 ± 0,05 | 0,240 ± 0,019 |
| 8 | Бокс 8 | 0,48 ± 0,04 | 0,53 ± 0,04 | 0,31 ± 0,02 |
| 9 | Бокс 7 | 0,51 ± 0,04 | 0,65 ± 0,05 | 0,140 ± 0,011 |
| 10 | Бокс 6 | 0,87 ± 0,07 | 1,04 ± 0,08 | 0,31 ± 0,02 |
| 11 | Бокс 5 | 0,66 ± 0,05 | 0,50 ± 0,04 | 0,230 ± 0,018 |
| 12 | Бокс 4 | 0,86 ± 0,07 | 0,42 ± 0,03 | 0,51 ± 0,04 |
| 13 | Бокс 3 | 1,33 ± 0,11 | 1,05 ± 0,08 | 1,20 ± 0,10 |
| 14 | Бокс 2 | 0,87 ± 0,07 | 0,27 ± 0,02 | 0,220 ± 0,018 |
| 15 | Бокс 1 | 1,16 ± 0,09 | 0,230 ± 0,018 | 0,36 ± 0,03 |
| 16 | Бокс 13 | 3,3 ± 0,3 | 4,6 ± 0,4 | 7,6 ± 0,6 |
| 17 | Бокс 13 | 6,9 ± 0,6 | 12,7 ± 1,0 | 11,9 ± 1,0 |
| 18 | Бокс 29 | 2,6 ± 0,2 | 1,90 ± 0,15 | 1,70 ± 0,14 |
| 19 | Бокс 30 | 1,65 ± 0,13 | 0,84 ± 0,07 | 1,30 ± 0,10 |
| 20 | Бокс 30 | 1,23 ± 0,10 | 1,36 ± 0,11 | 0,34 ± 0,03 |
| 21 | Бокс 31 | 0,95 ± 0,08 | 0,50 ± 0,04 | 0,38 ± 0,03 |
| 22 | Бокс 31 | 4,7 ± 0,4 | 1,63 ± 0,15 | 1,02 ± 0,08 |
| 24 | Между боксами 13 и 30 | 1,47 ± 0,12 | 1,32 ± 0,11 | 2,00 ± 0,16 |

На основании данных Таблицы 3.4 была построена диаграмма зависимости значения МАЭД гамма-излучения от высоты нормированного на значение на высоте 1,4 метра (ориентировочное положение индивидуального дозиметра) для всех точек исследования (Рисунок 3.4).

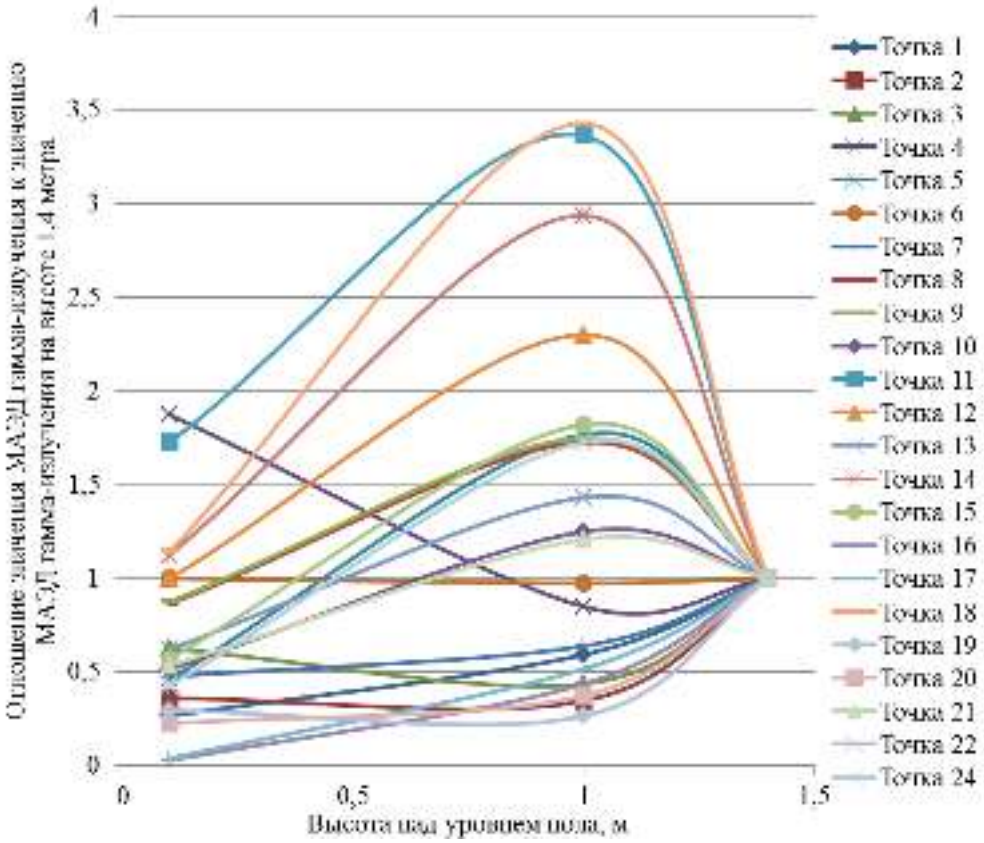



Рисунок 3.4 – Зависимость от высоты нормированного значения МАЭД гамма-излучения

Используя данные Рисунка 3.4 можно сделать вывод, что МАЭД на уровне таза (1 метр) значительно превышает МАЭД в точке расположения индивидуального дозиметра (1,4 метра) до 3,4 раза. Это объясняется тем, что нижняя поверхность боксов находится на уровне таза. Данное обстоятельство может приводить к не фиксируемым превышениям основного предела годовой эффективной дозы при проведении ИДК по показаниям одного дозиметра, размещенного на груди.

При реализации данной технологической цепочки в будущем рекомендуется предусматривать установку дополнительной защиты от гамма-излучения на лицевой стороне боксов от дна бокса до смотрового стекла.

В Таблице 3.6 представлены результаты анализа доли вклада фотонного излучения с энергией менее 60 кэВ в значение амбиентного эквивалента дозы H*(10) на рабочих местах КЭУ-1 ХМЗ.

Таблица 3.6 – Анализ вклада фотонного излучения с энергиями менее 60 кэВ в значение амбиентного эквивалента дозы H*(10) гамма-излучения на рабочих местах КЭУ-1 ХМЗ

| Зона | Параметр | Хрусталик, % | Гонады, % | Грудь, % | Руки, % |
|---|---|---|---|---|---|
| КЭУ-1 во время проведения работ | Среднее | - | - | - | 51 |
| | Станд.отклон. | - | - | - | 11 |
| | Максимум | - | - | - | 63 |
| | Точка максимума | - | - | - | Бокс № 13 Пресс |
| КЭУ-1 в первый день после начала работы | Среднее | 11 | 28 | 33 | 44 |
| | Станд.отклон. | 19 | 11 | 12 | 8 |
| | Максимум | 42 | 37 | 48 | 51 |
| | Точка максимума | Бокс № 13 Пресс | Бокс № 13 Пресс | Бокс № 13 Пресс | Бокс № 30 (правая перчатка) |
| Аффинажный стенд РХЗ | Среднее | 10 | 6 | 3 | 22 |
| | Станд.отклон | 20 | 10 | 18 | 7 |
| | Максимум | 54 | 20 | 20 | 30 |
| | Точка максимума | Аналитика, бокс № 1, окно 1 | Бокс № 4 (экстракция), окно № 2 | Бокс № 2 (растворение), крайнее правое окно | Бокс № 2 (растворение), крайнее правое окно |

Из данных таблицы гамма и рентгеновское излучение с энергией менее 60 кэВ на КЭУ-1 вносит значительный вклад в значение амбиентного эквивалента дозы. Средний вклад при облучении рук составляет 44-51 % с максимумом 51-63 % формирующимся у боксов №13 и №30. Средний вклад при облучении лица не превышает стандартного отклонения (19 %) и составляет 11 % с максимумом 42 % формирующимся у бокса №13.

На аффинажном стенде РХЗ вклад фотонного излучения с энергией менее 60 кэВ в значение амбиентного эквивалента дозы H*(10) значительно меньше. Только для рук среднее значение (22%) превышает значение стандартного отклонения (7%) с максимумом 30% формирующимся у бокса № 2. Однако, следует отметить, что хотя высокий вклад фотонного излучения с энергией менее 60 кэВ оказался не характерен для облучения хрусталика на аффинажном стенде РХЗ, значение его у бокса № 1 составило 54%.

С учетом высокой доли слабопроникающего излучения, для исследования возможности превышения основного предела эквивалентной дозы облучения кистей рук (500 мЗв) были проведены измерения МАЭД гамма излучения на уровне груди и в перчаточном проеме. Для получения стабильного воспроизводимого результата, измерения в перчаточном проеме проводились в плоскости закрепления перчатки по центру отверстия, без погружения датчика вглубь бокса. Измерения проводись во всех боксах КЭУ-1. Результаты проведенных измерений представлены в Таблице 3.7.

Таблица 3.7 – Сравнение измерений МАЭД гамма-излучения на уровне груди и в перчаточном проеме

| Точка | Описание точки | 10.10.2018 | | | 11.10.2018 | | | 12.10.2018 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | МАЭД на уровне груди | МАЭД в перчаточном проеме | Отно-шение* | МАЭД на уровне груди | МАЭД в перчаточном проеме | Отно-шение* | МАЭД на уровне груди | МАЭД в перчаточном проеме | Отно-шение* |
| 1 | Бокс 14 | 0,60 ± 0,07 | закрыт | - | 0,30 ± 0,04 | 5,1 ± 0,5 | 17 ± 3 | 0,27 ± 0,03 | 3,9 ± 0,5 | 14 ± 2 |
| 2 | Бокс 12 | 0,55 ± 0,06 | 9,0 ± 0,9 | 16 ± 3 | 1,23 ± 0,17 | 17,6 ± 1,8 | 14 ± 3 | 0,23 ± 0,03 | 21 ± 2 | 91 ± 15 |
| 5 | Бокс 10 | 0,36 ± 0,04 | 68 ± 7 | 190 ± 30 | 0,20 ± 0,03 | 53 ± 5 | 270 ± 50 | 0,23 ± 0,03 | 90 ± 9 | 390 ± 60 |
| 6 | Бокс 9 | 0,30 ± 0,04 | 9,0 ± 0,9 | 30 ± 5 | 0,20 ± 0,02 | 8,4 ± 0,9 | 42 ± 6 | 0,45 ± 0,05 | 17,0 ± 1,7 | 38 ± 6 |
| 7 | Бокс 9 | 0,57 ± 0,07 | 5,4 ± 0,6 | 9,5 ± 1,5 | 0,24 ± 0,03 | 10,9 ± 1,1 | 45 ± 7 | 0,33 ± 0,04 | 6,7 ± 0,7 | 20 ± 3 |
| 8 | Бокс 8 | 0,53 ± 0,06 | 5,8 ± 0,6 | 10,9 ± 1,7 | 0,31 ± 0,03 | 7,0 ± 0,7 | 23 ± 3 | 0,27 ± 0,03 | 6,3 ± 0,8 | 23 ± 4 |
| 9 | Бокс 7 | 0,65 ± 0,07 | 4,2 ± 0,4 | 6,5 ± 1,0 | 0,140 ± 0,018 | 6,7 ± 0,9 | 48 ± 9 | 0,15 ± 0,02 | 4,8 ± 0,5 | 32 ± 6 |
| 10 | Бокс 6 | 1,04 ± 0,11 | 12,0 ± 1,3 | 11,5 ± 1,7 | 0,31 ± 0,04 | 12,1 ± 1,2 | 39 ± 6 | 0,35 ± 0,04 | 12,6 ± 1,8 | 36 ± 7 |
| 11 | Бокс 5 | 0,50 ± 0,06 | 7,4 ± 0,8 | 15 ± 2 | 0,23 ± 0,03 | 6,0 ± 0,6 | 26 ± 4 | 0,34 ± 0,05 | 10,5 ± 1,1 | 31 ± 5 |
| 12 | Бокс 4 | 0,42 ± 0,05 | 10,8 ± 1,1 | 26 ± 4 | 0,51 ± 0,06 | 16,7 ± 1,7 | 33 ± 5 | 1,00 ± 0,11 | 24 ± 3 | 24 ± 4 |
| 13 | Бокс 3 | 1,05 ± 0,11 | 10,9 ± 1,1 | 10,4 ± 1,5 | 1,20 ± 0,13 | 12,2 ± 1,2 | 10,2 ± 1,5 | 0,45 ± 0,05 | 12,0 ± 1,2 | 27 ± 4 |
| 14 | Бокс 2 | 0,27 ± 0,03 | 10,3 ± 1,1 | 38 ± 6 | 0,22 ± 0,03 | 9,9 ± 1,0 | 45 ± 7 | 0,20 ± 0,02 | 15,0 ± 1,5 | 75 ± 12 |
| 15 | Бокс 1 | 0,23 ± 0,03 | 14,0 ± 1,4 | 61 ± 10 | 0,36 ± 0,04 | 24 ± 2 | 66 ± 10 | 0,30 ± 0,03 | 24 ± 2 | 79 ± 12 |
| 16 | Бокс 13 | 4,6 ± 0,6 | 30 ± 3 | 6,5 ± 1,0 | 7,6 ± 0,8 | 36 ± 4 | 4,7 ± 0,7 | 6,8 ± 0,7 | 34 ± 3 | 5,0 ± 0,7 |
| 17 | Бокс 13 | 12,7 ± 1,3 | 32 ± 3 | 2,5 ± 0,4 | 11,9 ± 1,2 | 33 ± 3 | 2,8 ± 0,4 | 11,3 ± 1,1 | 33 ± 3 | 2,9 ± 0,4 |
| 18 | Бокс 29 | 1,9 ± 0,2 | 34 ± 3 | 18 ± 3 | 1,70 ± 0,18 | 33 ± 3 | 19 ± 3 | 1,25 ± 0,13 | 33 ± 3 | 26 ± 4 |
| 19 | Бокс 30 | 0,84 ± 0,09 | 17,1 ± 1,7 | 20 ± 3 | 1,30 ± 0,15 | 27 ± 3 | 21 ± 3 | 1,35 ± 0,16 | 15,0 ± 1,5 | 11,1 ± 1,8 |
| 20 | Бокс 30 | 1,36 ± 0,15 | 12,8 ± 1,3 | 9,4 ± 1,4 | 0,34 ± 0,04 | 14,0 ± 1,4 | 41 ± 7 | 0,34 ± 0,04 | 9,2 ± 0,9 | 27 ± 4 |
| 21 | Бокс 31 | 0,50 ± 0,06 | 6,7 ± 0,7 | 13 ± 2 | 0,38 ± 0,05 | 7,8 ± 0,8 | 21 ± 3 | 0,45 ± 0,05 | 11,3 ± 1,3 | 25 ± 4 |
| 22 | Бокс 31 | 1,6 ± 0,2 | 28 ± 3 | 17 ± 3 | 1,02 ± 0,10 | 34 ± 3 | 33 ± 5 | 1,10 ± 0,12 | 29 ± 3 | 26 ± 4 |
| Примечание: * - Отношение значений МАЭД гамма излучения в перчаточном проеме к значению на уровне груди. | | | | | | | | | | |

По данным Таблицы 3.7 построена диаграмма зависимости отношения МАЭД гамма-излучения в перчаточном проеме к значению на уровне груди (Рисунок 3.5).

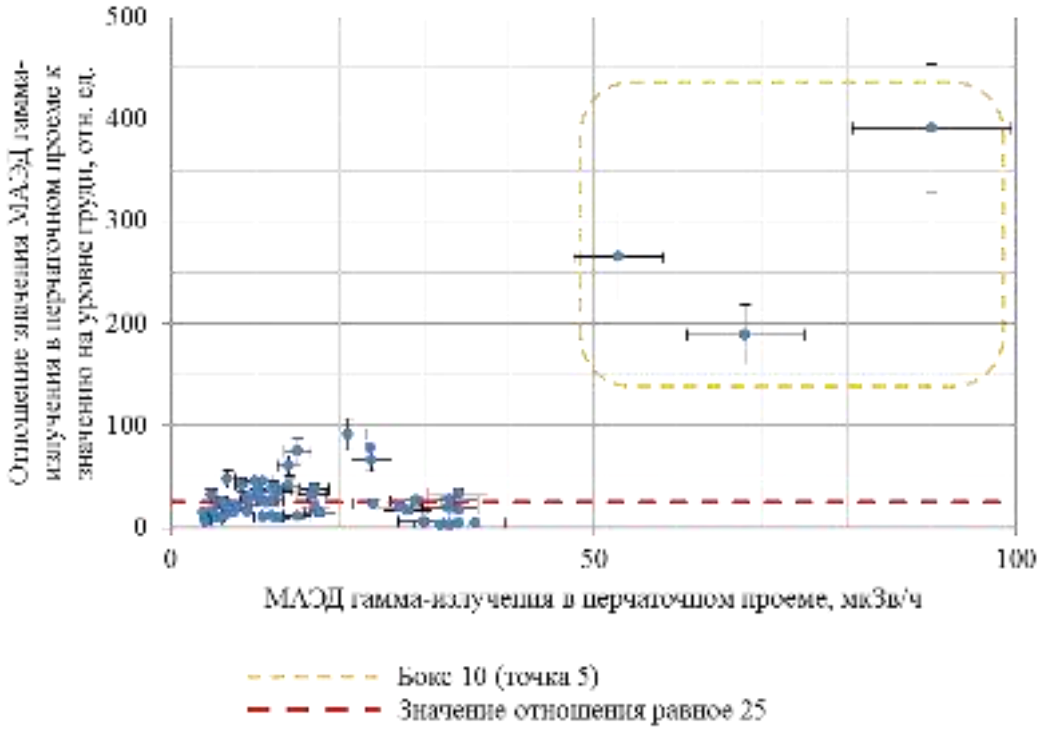



Рисунок 3.5 – МАЭД гамма-излучения в перчаточном проеме и на уровне груди

Отдельно от остальных результатов стоят результаты измерений в боксе № 10, выделенные оранжевым пунктиром, в котором наблюдались аномально высокие уровни слабопроникающего фотонного излучения, не коррелирующие с загрузкой бокса продуктом. При более подробном дозиметрическом обследовании с помещением детектора вглубь бокса, было установлено, что источник мощного слабопроникающего излучения находится у верхних поверхностей бокса, что вызвано высокими уровнями загрязнения верхних поверхностей бокса.

Даже если исключить результаты, полученные в боксе № 10 как частный случай, не характерный для исследуемой технологии в целом, то остается значительное количество точек измерений, находящихся выше красной пунктирной линии, соответствующей значению отношения равному 25. Для этих точек потенциально существует вероятность превышения основного предела эквивалентной дозы облучения кистей рук (500 мЗв), контролирующего по показаниям индивидуального дозиметра, располагающегося на груди. Следует отметить, что поскольку измерения проводились в плоскости закрепления перчатки, то действительное отношение значений доз облучения кистей рук и тела, формирующееся у работников, будут еще выше.

Используя полученные коэффициенты можно сократить объем рапдиационного контроля, располагая индивидуальные дозиметры только на уровне груди.

Учитывая большую неравномерность облучения, нами было проведено экспериментальное фантомное моделирование облучения персонала на рабочих местах необходимое для расчета поправочных коэффициентов, корректирующих показания индивидуальных дозиметров ДВГН-01 комплекса АКИДК-301, используемых в индивидуальном дозиметрическом контроле предприятия. На Рисунке 3.6 приведен внешний вид гетерогенных и гомогенных фантомов.

Гомогенные водные фантомы Гетерогенные антропоморфные фантомы тела человека модели ERT-200 и ATOM 701D

Рисунок 3.6 – Фантомно-дозиметрический комплекс

Снаряженные дозиметрами фантомы, представляющие собой пластиковые канистры с водой объемом 15 л, устанавливались на рабочих местах в операторской зоне, имитируя положение персонала при проведении обычных работ в точках, где предварительно был измерен спектр нейтронного излучения с помощью дозиметра-спектрометра ДСН-01. При облучении фантомов выбиралось направление на

преобладающий источник нейтронного излучения. Схема расположения дозиметров на фантомах показана на Рисунке 3.7.

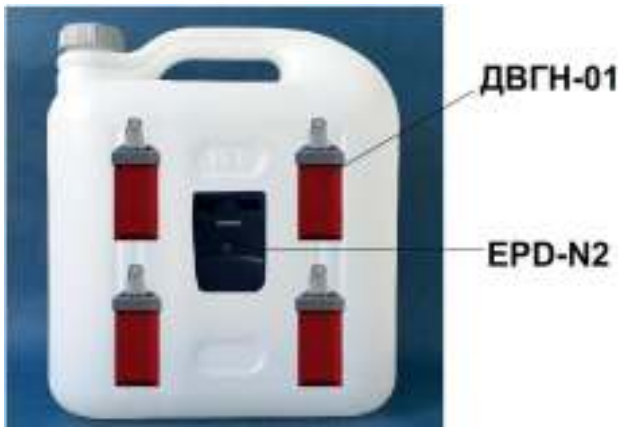



Рисунок 3.7 – Схема расположения индивидуальных дозиметров на фантоме

Наименование точек и время экспозиции гомогенных фантомов, а также измеренные значения МАЭД нейтронного и гамма излучения представлены в Таблице 3.8.

Таблица 3.8 – Наименование точек и время экспозиции гомогенных водных фантомов на рабочих местах

| Наименование точки | Длительность экспозиции | Мощность амбиентного эквивалента дозы H*(10), мкЗв/ч | | |
|---|---|---|---|---|
| | | Нейтронное излучение | | Гамма-излучение |
| | | БДКН-01 | ДСН-01 | |
| КЭУ-1, Бокс № 30 Временное хранение готовой | 575,7 | 1,1 ± 0,3 | 0,23 ± 0,03 | 0,26 ± 0,02 |
| КЭУ-1, ОТЛ, установка И2, место временного | 674,3 | 8,3 ± 1,2 | 3,0 ± 0,3 | 1,7 ± 0,1 |
| КЭУ-2, Бокс А16 | 94,7 | - | 2,00 ± 0,14 | 1,02 ± 0,08 |

Результаты считывания показаний индивидуальных дозиметров приведены в Таблице 3.9. Отношения показаний термолюминесцентных дозиметров к опорному значению индивидуального эквивалента дозы по средней энергии спектра приведено на Рисунок 3.8.

Таблица 3.9 – Средние показания индивидуальных дозиметров на фантомах

| Наименование точки | сторона | показания ДВГН-01, мЗв | | показания EPD-N2, мЗв | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | гамма-канал | нейтронный канал | гамма-канал | нейтронный канал |
| КЭУ-1, Бокс № 30 Временное хранение готовой продукции | передняя | 0,18 ± 0,014 | 0,66 ± 0,07 | 0,20±0,02 | 0,18±0,04 |
| | задняя | 0,02 ± 0,011 | 0,51 ± 0,05 | 0,072±0,007 | 0,11±0,02 |
| КЭУ-2, Бокс А16 | передняя | 0,08 ± 0,008 | 0,27 ± 0,10 | 0,090±0,009 | 0,058±0,012 |
| | задняя | 0,06 ± 0,009 | 0,06 ± 0,17 | - | - |

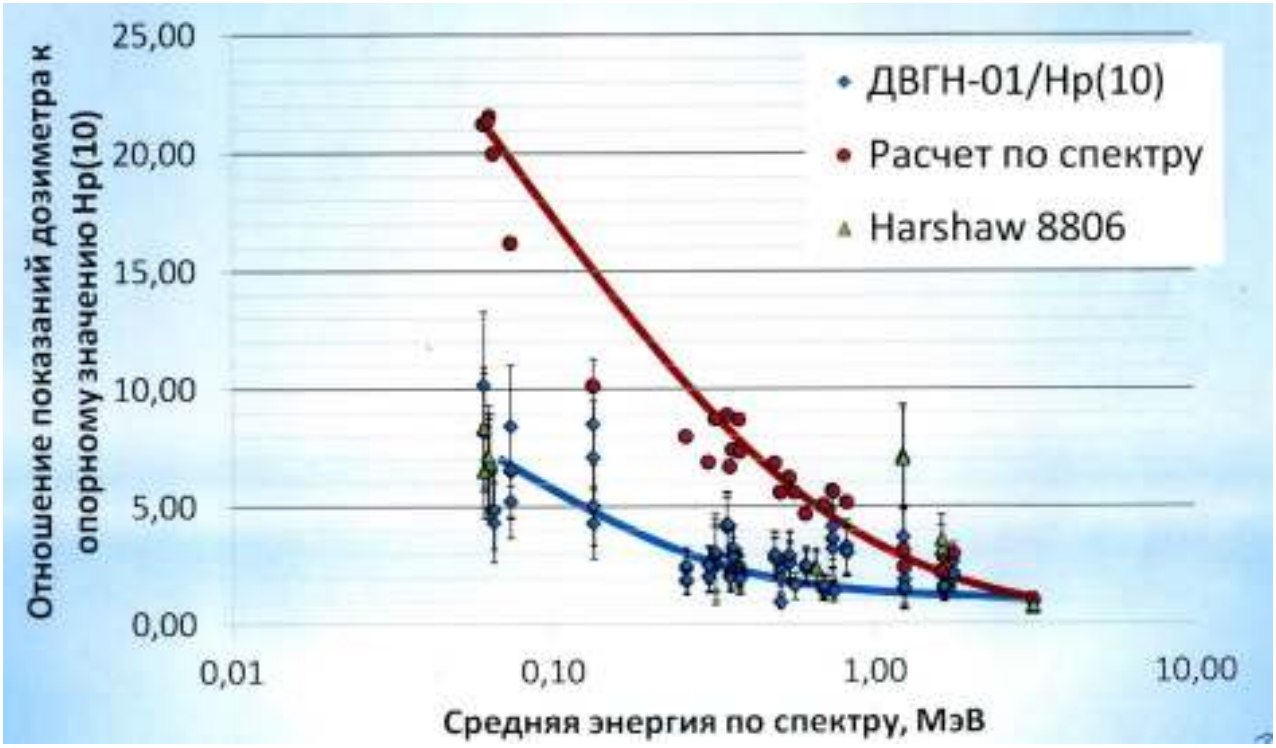



Рисунок 3.8 – Отношение показаний термолюминесцентных дозиметров к опорному значению индивидуального эквивалента дозы по средней энергии спектра

Опорное значение мощности индивидуального эквивалента дозы нейтронного излучения в точке измерения спектра определяется как:

$$\dot{H}(10) = \int f(E) * hp(E) * dE \qquad (3.1)$$

Поправочный коэффициент для данной точки определяется как:

$$K = \frac{\dot{Hp}(10) * T_{эксп.}}{< H_{инд.доз.} >} \qquad (3.2)$$

где $<H_{инд.доз.}>$ - средние показания индивидуальных дозиметров данного типа, экспонировавшихся в точке измерения спектра *f(E);*

$T_{эскп.}$ – время экспозиции дозиметров.

Для получения статистически достоверных результатов требуется длительная экспозиция индивидуальных дозиметров. Однако, как показано в разделе 2 во время проведения работ радиационная обстановка на обследуемых участках меняется каждый день, в связи с чем невозможно получить оценку поправочного коэффициента прямым сравнением показаний дозиметров с интегральными характеристиками спектра, полученного при однократном измерении.

Показания индивидуальных дозиметров ДВГН-01 и EPD-N2 отличаются по нейтронному каналу в 3-5 раз. Данный факт объясняется различием энергетической зависимости чувствительности представленных дозиметров и соответствует высокому вкладу низкоэнергетической части нейтронного спектра, а также вкладу рассеянного излучения.

Выводы

1. Впервые проведена оценка степени потенциальной опасности внешнего облучения всего технологического комплекса. Проведена классификация различных технологических циклов, разделенных по степени опасности – безопасная, относительно опасная, опасная, чрезвычайно опасная. В основу классификации положен коэффициент $K_{оп} = \frac{H^*_{ср}}{ДМД}$

2 Проведено исследование полей фотонного излучения, включающее измерение амбиентных эквивалентов H*(0.07) и H*(10) на рабочих местах.

Показано, что гамма и рентгеновское излучение с энергией менее 60 кэВ на КЭУ-1 вносит значительный вклад в значение амбиентного эквивалента дозы. Средний вклад фотонного излучения с энергией менее 60 кэВ при облучении рук составляет 44-51% с максимумом 51-63% формирующимся у боксов №13 и №30. Средний вклад при облучении лица не превышает стандартного отклонения (19%) и составляет 11% с максимумом 42% формирующимся у бокса №13.

МАЭД гамма-излучения на КЭУ-1 меняются в ходе проведения работ, однако характер радиационной обстановки остается неизменным. Основное гамма-облучение персонала формируется при работе на прессе (бокс 13). Основную дозу гамма облучения персонала формирует операция прессования таблеток.

На ряде рабочих мест КЭУ-1 потенциально существует вероятность превышения основного предела эквивалентной дозы облучения кистей рук (500 мЗв) при не превышении основного предела эффективной дозы (20 мЗв), контролируюемого по показаниям индивидуального дозиметра, располагающегося на груди.

МАЭД на уровне таза (1 метр) может значительно превышать МАЭД в точке расположения индивидуального дозиметра (1,4 метра), что в свою очередь может приводить к не фиксируемым превышениям основного предела годовой эффективной дозы при проведении ИДК по показаниям одного дозиметра, размещенного на груди. При реализации данной технологической цепочки рекомендуется предусматривать установку дополнительной защиты от гамма-излучения на лицевой стороне боксов от дна бокса до смотрового стекла.

3 В процессе производства работ поля нейтронного излучения значительно меняются. Основное нейтронное облучение персонала происходит у бокса 29, где происходит дробление шашек в полу ручном режиме. Так же по мере накопления готовой продукции растут мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронного излучения у боксов 30 и 12. Облучение нейтронным излучением при работе на КЭУ-1 является равномерным.

Проведено экспериментальное фантомно-дозиметрическое моделирование процесса облучения персонала гамма-нейтронным излучением на рабочих местах. Проведена экспозиция четырех гомогенных фантомов тела человека, снаряженных аналогичными альбедными термолюминесцентными дозиметрами ДВГН-01, применяющимися на предприятии и прямопоказывающими электронными дозиметрами EPD-N2.

# 4 Исследование физико-химических свойств аэрозолей СНУП, определяющих эффективную дозу облучения персонала

## 4.1 Исследование физико-химических свойств аэрозолей СНУП топлива

К основным производственным физико-химическим характеристикам радиоактивных аэрозолей, определяющим ожидаемую эффективную дозу внутреннего облучения при ингаляции, на единицу инкорпорированного радиоактивного вещества относятся:

- радионуклидный состав, определяющий орган депонирования и характер облучения;
- объемная активность;
- дисперсный состав (распределение частиц по размерам), определяющий глубину проникания радиоактивных аэрозольных частиц в отделы дыхательного тракта;
- тип соединения при ингаляции, характеризующий скорость перехода радионуклида из легких в кровь;

К второстепенным физико-химическим характеристикам относятся все иные характеристики радиоактивных аэрозолей, например – морфологические характеристики (форма аэрозольной частицы, форм-фактор, пористость, характер распределения радиоактивного вещества в/на поверхности частицы), плотность, площадь поверхности частиц, электрический заряд частиц. Данные характеристики могут использоваться как вспомогательный материал, позволяющий понять поведение аэрозольных частиц, как в воздушной среде, так и в организме (после ингаляционного поступления)[94].

В общем виде исследуемые характеристики радиоактивных аэрозолей приведены в Таблице 4.1.

## 4.2 Исследования дисперсного состава аэрозолей

Для оценки потенциальной значимости размера частиц постепенно стал использоваться термин «ультрадисперсный аэрозоль». Важным шагом на этом пути стал выход документа ГОСТР 54597— 2011/ISO/TR 27628:2007 [105].

Ультрадисперсными называются системы, содержащие частицы с размерами в субмикронном диапазоне, в частности, нанометровом диапазоне.

Максимальный размер наноструктурированной частицы может быть значительно больше 100 нм. Например, агломерат наночастиц диаметром 500 нм следует рассматривать как наноструктурированную частицу.

Таблица 4.1 Сводные данные по исследуемым параметрам радиоактивных аэрозолей

| № п/п | Исследуемый параметр | Метод, способ | Марка, тип прибора |
|---|---|---|---|
| 1 | Объемная активность | - импакторный;<br>- оптико-электронный;<br>- импактор низкого давления-электронный счетчик частиц;<br>- метод многослойных фильтров | АИП-2, ФРТЧ, ИРАМ-2-4И, Андерсена,SKC Sioutas, handheld 3016, CEM DT-9880, ЭИНД HR-ELPI+; ПАФ АФА-3Д |
| 2 | Дисперсный состав | | |
| 3 | Динамика счетной концентрации | | |
| 4 | Нуклидный состав | - радиохимический с альфа-спектрометрией | Alpha Duo ORTEC; МКС-01А Мультирад, inspector 2000. ЯЧЕЙКА ДЛЯ ДИАЛИЗА |
| 5 | Тип соединения при ингаляции | - метод диализа в растворе Рингера в течение 6 мес. | |
| 6 | Морфология частиц | - РЭМ и ЭМ С ЭД РС;<br>- РФД;<br>- МС ТИ и МС ВИ;<br>- определения кислорода и азота методом восстановительной плавки | РЭМ ИЛ-2, РЭМ Lyra 3 C РМА X-max 80, ЭМ Quanta Inspect S С ЭДД EDAX, РД XRD-7000, АХС LEKO - TC600/TC400, МС ТИ TRITON+, МС ВИ Cameca IMS-1280, РФД Shimadzu XRD-7000 |

Относительно источников и наличия, радиоактивных наноаэрозолей на рабочих местах предприятий атомной отрасли имеются следующие сведения. В статье В.Е. Вострухова [58] отмечается, что специфическим источником образования мелкодисперсного аэрозоля может быть вылет радиоактивных частиц с загрязненной альфа - радионуклидами поверхности в результате обратной отдачи радиоактивных ядер при альфа-распаде. Такой механизм образования аэрозолей получил название "агрегация отдачи" и подробно рассмотрен на примере ядер отдачи $^{235}U$, образующихся при альфа - распаде ядер $^{239}Pu$, в работе [106]. Авторами этой работы экспериментально установлено, что агрегаты, возникающие в результате взаимодействия с ядрами отдачи $^{235}U$, содержат примерно 104 атомов и имеют размеры от 50 до 1000 Å». (1 Å = 0,1 нм). Проведенные нами эксперименты на действующем производстве показывают, что мелкодисперсные аэрозоли обнаруживают себя при вскрытии загрязненных плутонием различного рода

ёмкостей и коммуникаций. При этом, В.Е. Вострухов отмечает, что чем дольше была закрыта ёмкость, тем больше в ней образуется аэрозолей.

В отчете Национального комитета по радиационной защите США (NCRP) № 176 «Radiation Safety Aspects of Nanotechnology» (2017) [107] отмечается, что аэрозольные частицы нанометрового диапазона, могут образовываться в результате различных процессов в атомной отрасли. Например, Ettinger и др. (1972) обнаружил ультратонкие аэрозольные частицы плутония методом авторадиографии (АМАД 0,16 мкм) на участке перчаточных боксов плутониевых предприятий [108], Newton и др. (1987) описал образование ультратонких аэрозолей оксидов металлов при резке трубы, имеющей радиоактивное загрязнение, посредством электрической дуги и плазменной горелки [109].

Обзор дисперсного состава радиоактивных аэрозолей на рабочих местах Дорриана и Бэйли (1995) [110] включается в себя ультратонкие аэрозоли плутония, обнаруженные на радиохимическом производстве (АМАД 0,34 мкм) [111] а также на урановом производстве при операциях резки и сжигания оксидов (АМАД 0,3 и 0,12 мкм) [112].

### 4.3 Определение дисперсности аэрозолей с помощью пакета фильтров

Метод определения дисперсности аэрозолей с помощью пакета фильтров относительно молодой и основан на селективности улавливания частиц с помощью волокнистых фильтрующих материалов при таких скоростях пробоотбора, когда основным механизмом фильтрации является инерционное осаждение аэрозольных частиц на волокнах.

Для определения АМАД в диапазоне размеров частиц от 0,1 до 2 мкм достаточно использовать 3 фильтра, расположенные по ходу воздушного потока в порядке возрастания их стандартного аэродинамического сопротивления. Последний фильтр должен улавливать все частицы, прошедшие через два первых слоя, чтобы определить количество задержанных 1-м и 2-м фильтрами частиц в долях от суммарной активности осажденной дисперсной фракции аэрозоля. Измерение активности радионуклидов в пробе проводят с использованием спектрометрической (рекомендуется), либо радиометрической аппаратуры. С подробным содержанием метода можно ознакомиться в работе [100].

### 4.4 Исследование динамики и пространственного распространения аэрозолей

Для исследования динамики и пространственного распределения объемной активности аэрозолей отбирались пробы аэрозолей на фильтры АФА-РСП-20. Схема расположения точек отбора показана на Рисунке 4.1. Отбор проб велся в 12 точках (из них

5 – стационарные точки контроля ОА ГРБ ХМЗ, сменные 6-ти часовые фильтры типа АФА-РМП-20) в течение 5 циклов в период с 8 по 15.10.2018. В общей сложности для исследования динамики и пространственного распределения объемной активности аэрозолей было отобрано 135 фильтров.

Список проб аэрозолей, отобранных на КЭУ-1 ХМЗ АО «СХК» представлен в таблицах 4.2 – 4.4. Схема расположения точек отбора проб показана на рисунках 4.2 – 4.4. Отбор проб проводился вблизи рабочих мест на высоте человеческого роста (1,5 – 2 м) в точках, приближенных к зоне дыхания персонала[94].

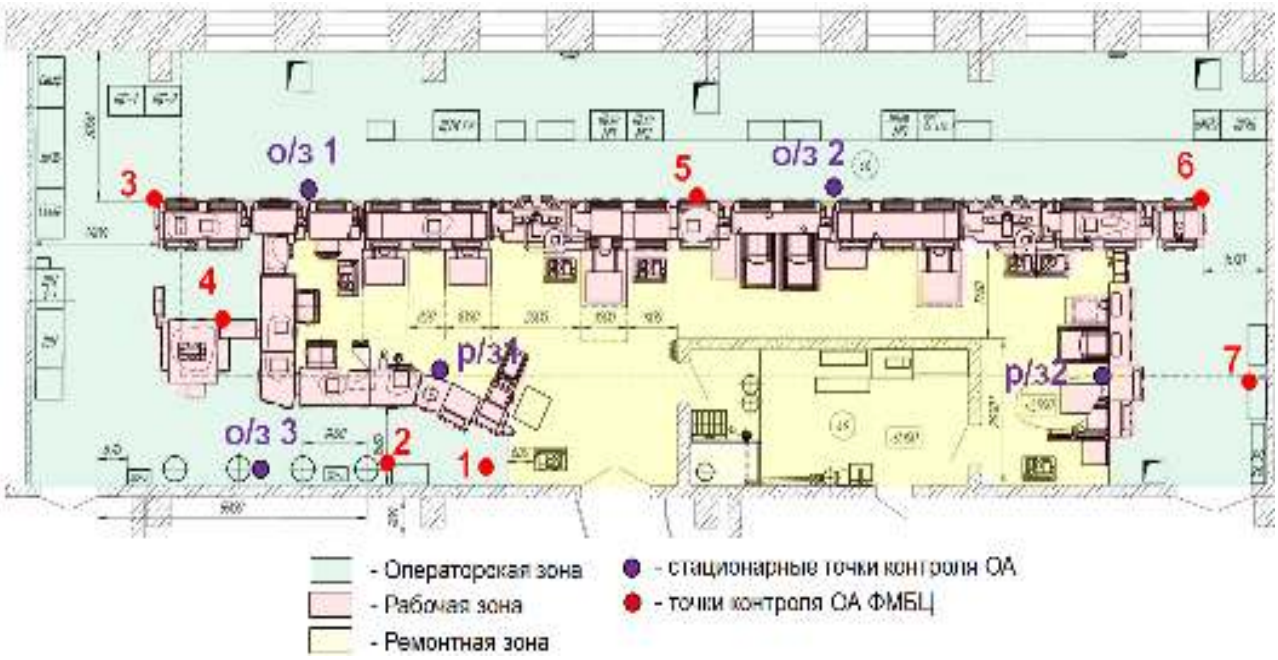



Рисунок 4.1 – Схема расположения точек отбора проб для исследования пространственного распределения ОА на КЭУ-1

Таблица 4.2 – Список проб, отобранных на КЭУ-1 в период наработки СНУП топлива

| Номер пробы | Место отбора проб | Наименование операции | Пробоотборник | Длительность отбора, ч | Средний объемный расход, л/мин | Отобранный объем, $м^3$ |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | Опер.зона, напротив боксов № 29 и № 30 | Бокс измельчения, смешения исходных компонентов и нитридов, гранулирования | Импактор АИП-2 | 119 | 35 | 249 |
| 2 | Опер.зона, Бокс № 13 | Прессование шашек и таблеток | Импактор АИП-2 | 142 | 39 | 334 |
| 3 | Ремзона, (Бокс № 14) точка РК Р/З 2 | Печь 7/1 (синтеза, спекания) | Импактор АИП-2 | 117 | 45 | 315 |
| 4 | Ремзона, точка РК Р/З 2 | Печь 7/1 (Бокс № 14 синтеза, спекания) | Импактор АИП-2 | 23 | 41 | 57 |
| 5 | Ремзона, бокс № 30 | Бокс измельчения | Каскадный импактор Андерсена | 118 | 40 | 285 |
| 6 | Ремзона, бокс № 30 | Бокс измельчения, смешения исходных компонентов и нитридов | Импактор АИП-2 | 23 | 37 | 53 |
| 7 | Опер.зона, 1396/3 | Точка РК | АФА-РСП-20 | 142 | 55 | 468 |
| 8 | Ремзона, р/з 1 | Точка РК | АФА-РСП-20 | 118 | 43 | 301 |
| 8.1 | Опер.зона, Бокс № 13 | Пресс | ИРАМ-2-4И | 3,8 | 11 | 2 |

Таблица 4.3 – Характеристика проб, отобранных на КЭУ-1 в период планово-профилактических и ремонтных работ

| Номер пробы | Наименование зон или операций | Наименование операции | Пробоотборник | Длительность отбора, ч | Средний объемный расход, л/мин | Отобранный объем, $м^3$ |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 9 | Опер.зона, Бокс № 13 | Прессование, замена камерной перчатки | Импактор АИП-2 | 1,2 | 45 | 3,2 |
| 10 | Опер.зона, Бокс № 13 | Прессование | Импактор ФРТЧ | 171 | 20 | 205 |
| 11 | Ремзона, точка РК Р/З 2 | Спекание | Импактор АИП-2 | 169 | 48 | 486 |
| 12 | Ремзона, бокс № 29 | Измельчение, смешения исходных компонентов и нитридов | Индивидуальный импактор SKC Sioutas | 10 | 9 | 5 |
| 13 | Ремзона, точка РК Р/З 2 | Спекание | Каскадный импактор Андерсена | 47 | 21 | 59 |
| 14 | Опер.зона, Бокс № 31 | сухое смешение и измельчение сыпучих материалов | Импактор АИП-2 | 44 | 10 | 26 |
| 15 | Опер.зона, Бокс № 13 | Прессование | Импактор АИП-2 | 41 | 36 | 89 |
| 16 | Рем.зона, Бокс № 30 | измельчение, смешение исходных компонентов | Индивидуальный импактор ИРАМ-2-4И | 24 | 10,5 | 15 |

Таблица 4.4 – Характеристика проб, отобранных на КЭУ-1 в период наработки СНУП топлива (с 8 по 17.10.18)

| Номер пробы | Наименование зон | Расположение точек отбора | Пробоотборник | Длительность, ч | Средний объемный расход, л/мин | Отобранный объем, $м^3$ |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 37 | Оперзона, на расстоянии ~ 3 м от бокса 13 | У входа на КЭУ-1 | АИП-2 | 168 | 51 | 516 |
| 38 | Оперзона, бокс 31 | У клапана избыточного давления | АИП-2 | 43 | 46 | 118 |
| 39 | Оперзона, бокс 1 | Бокс аналитического контроля | ИРАМ-2-4И | 42 | 22 | 56 |
| 40 | Оперзона, бокс 13 | Пресс | АИП-2 | 43 | 47 | 121 |
| 41 | Оперзона, на расстоянии 3 м от бокса 14 | У входа на КЭУ-1 | АИП-2 | 43 | 21 | 54 |
| 42 | Оперзона, на расстоянии ~ 3 м от бокса 13 | У входа на КЭУ-1 | АИП-2 | 42 | 51 | 129 |
| 43 | Оперзона, бокс 12 | Хранение готовой продукции | ИРАМ-2-4И | 11 | 11 | 7 |
| 44 | Ремзона, у бокса 31 | - | Пакет фильтровАФА-3ДА-20 | -* | 125 | -* |

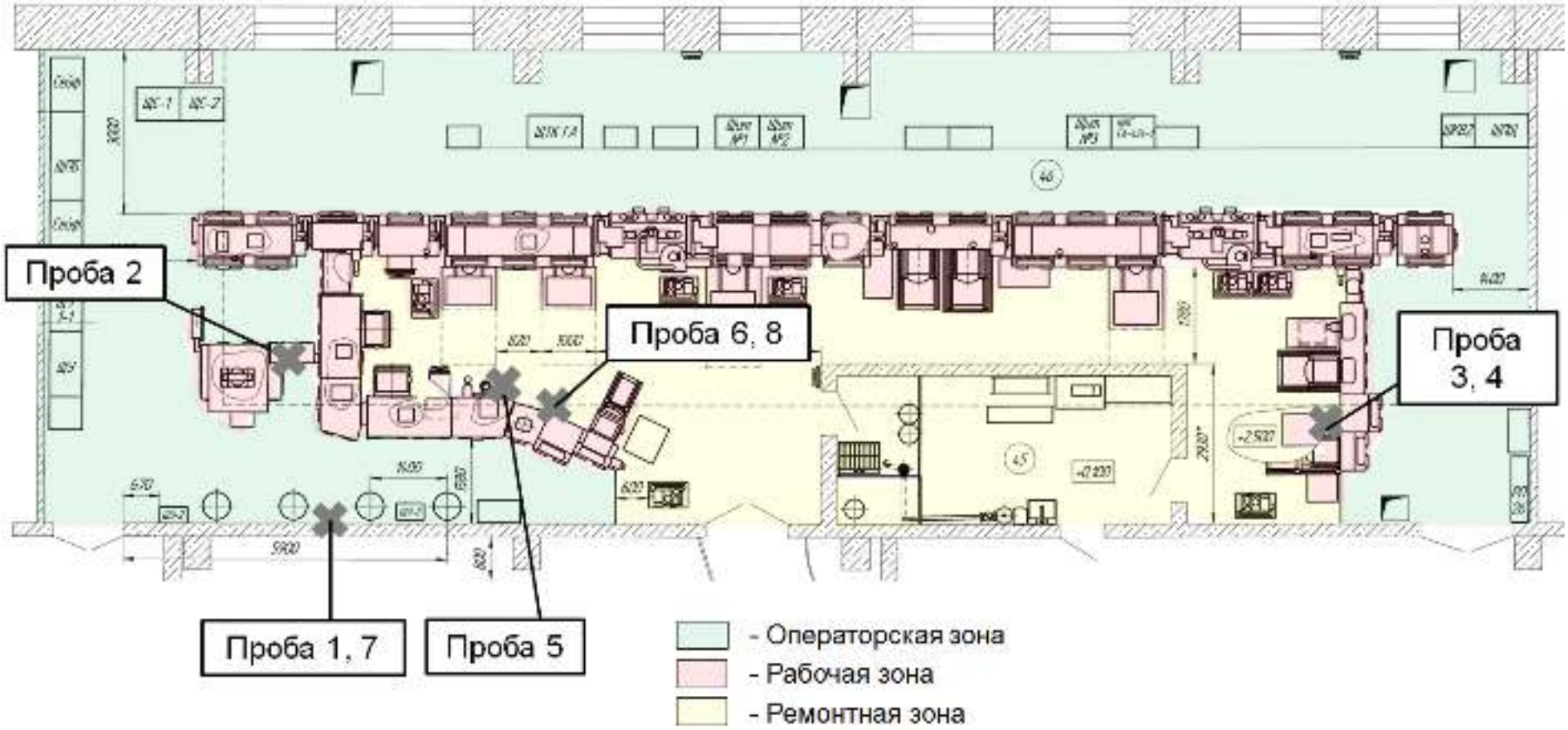



Рисунок 4.2 – Схема расположения точек отбора проб на КЭУ-1 (с 27.09 по 7.10.2017)

Рисунок 4.3 – Схема расположения точек отбора проб на КЭУ-1 (с 28.08 по 6.09.18)

Рисунок 4.4 – Схема расположения точек отбора проб на КЭУ-1 (с 8 по 17.10.18)

Характеристика отобранных проб, отобранных на КЭУ-2, представлена в таблицах 4.5-4.6. Четыре пробы отобраны в отсутствие работ для исследования фоновых значений радиационной обстановки в цехе и оценки влияния прилегающих производственных участков. Три пробы отобраны в период отработки технологических режимов на обедненном уране. Схема расположения точек пробоотбора показана на рисунке 4.5 – 4.6.

Таблица 4.5 – Наименование проб, отобранных на КЭУ-2 (фоновые измерения с 20 по 26.04.18)

| Номер пробы | Наименование места отбора | Расположение точки отбора | Пробоотборник | Длительность, ч | Средний объемный расход, л/мин | Отобранный объем, $м^3$ |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 17 | о/з т.III | Стационарная система пробоотбора | Аллонж с фильтром АФА-РСП-20 | 145 | 20 | 174 |
| 18 | Операторская, напротив бокса А3 | Между стац. точками №3 и №2. | Импактор АИП-2 | 141 | 50 | 424 |
| 19 | Операторская, возле входа на КЭУ-2 | Недалеко от прохода КЭУ-1 - КЭУ-2 | Импактор АИП-2 | 141 | 50 | 424 |
| 20 | ремзона, стационарная точка пробоотбора №2 | Напротив входа | Импактор АИП-2 | 141 | 20 | 170 |

Таблица 4.6 – Характеристики зон и мест отбора проб, отобранных на КЭУ-2 в период отработки технологических режимов на обедненном уране (с 4 по 6.09.18)

| Номер пробы | Точка | Описание точки | Пробоотборник | Длительность, ч | Ср.объемный расход, л/мин | Отобранный объем, $м^3$ |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 21 | Опер.зона, Бокс А6 | Установка дробления шашек | АФА-РСП-20 | 23 | 70 | 98 |
| 22 | Опер.зона, Бокс А7 | Измельчение крупки | АИП-2 | 44 | 40 | 105 |
| 23 | Опер.зона, Бокс А7 | Измельчение крупки | Пакет фильтров АФА-3ДА-20 | 8 | 128 | 61 |

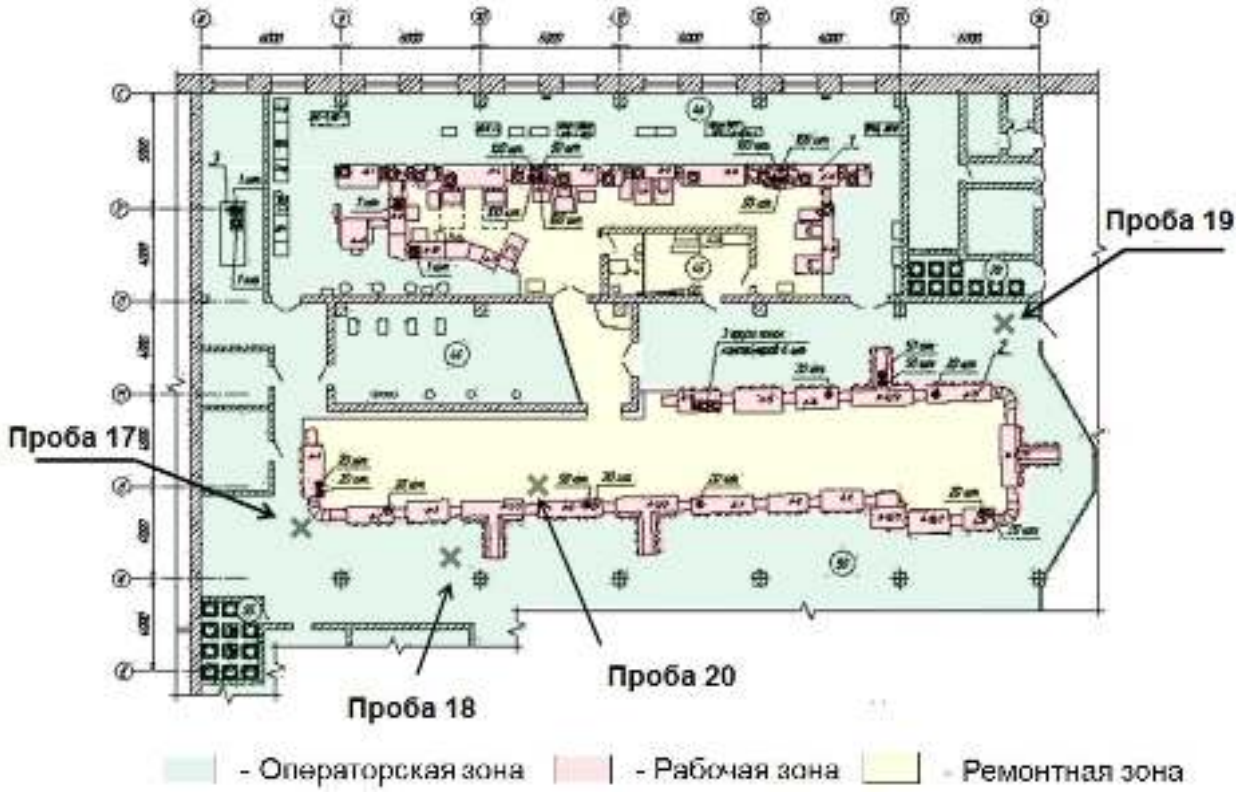



Рисунок 4.5 – Схема расположения точек отбора проб на КЭУ-2 (с 20 по 26.04.18)

Рисунок 4.6 – Схема расположения точек отбора проб на КЭУ-2 (с 4 по 6.09.18)

### 4.4.1 Результаты исследования дисперсного состава радиоактивных аэрозолей

Для оценки доз внутреннего облучения персонала были рассчитаны значения АМАД и $\beta_g$ аэрозолей КЭУ-1 в период наработки СНУП топлива, результаты приведены в Таблице 4.7. Для полученных распределений активности по аэродинамическим диаметрам аэрозольных частиц также был рассчитан вклад в объемную активность частиц размером менее 200 нм, наибольшее значение – 10,9% обнаружено на участке «ремзона» (известно, что высокотемпературные процессы приводят к образованию частиц металла и/или оксидов металла небольшого размера с большой удельной площадью поверхности [105]).

Распределения активности радионуклидов по аэродинамическим диаметрам аэрозольных частиц [96] показаны на Рисунках 4.7 – 4.11.

Таблица 4.7 – Результаты исследования дисперсного состава радиоактивных аэрозолей КЭУ-1 на участках технологического процесса

| Номер пробы | Нуклид, используемая при расчете АМАД* | ОА Бк/м$^3$ | Фракция 1 | | | Фракция 2 | | | Вклад в ОА частиц размером < 200 нм, % |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | АМАД, мкм | $\beta_g$ | Вклад в ОА, % | АМАД, мкм | $\beta_g$ | Вклад в ОА, % | |
| 1 | $^{239}$Pu α | 0,24 | 27 | 1,4 | 97 | 2,7 | 2,4 | 3 | 0,004 |
| 2 | $^{239}$Pu α | 0,17 | 26 | 1,7 | 99 | 3,6 | 3,0 | 1 | 0,004 |
| 3 | $^{239}$Pu α | 0,18 | > 8,8 | - | 63 | 0,4 | 3,6 | 37 | 10,9 |
| 4 | $^{239}$Pu α | 0,58 | > 19 | - | 36 | 2,5 | 2,8 | 64 | 0,5 |
| 5 | $^{239}$Pu α | 0,79 | 13,5 | 4,6 | 100 | - | - | - | 0,03 |
| 6 | $^{241}$Am γ | 1,8 | 27 | 1,7 | 92 | 0,8 | 5,4 | 8 | 1,6% |
| 8.1 | α | 0,89 | 33 | 3,2 | 100 | - | - | - | 0,001 |
| Примечание: * – Величина, используемая при расчете АМАД: $^{239}$Pu α - активность $^{239}$Pu; $^{241}$Am γ - активность $^{241}$Am, измеренная на гамма-спектрометре; α - суммарная активность альфа-излучающих р/н. | | | | | | | | | |

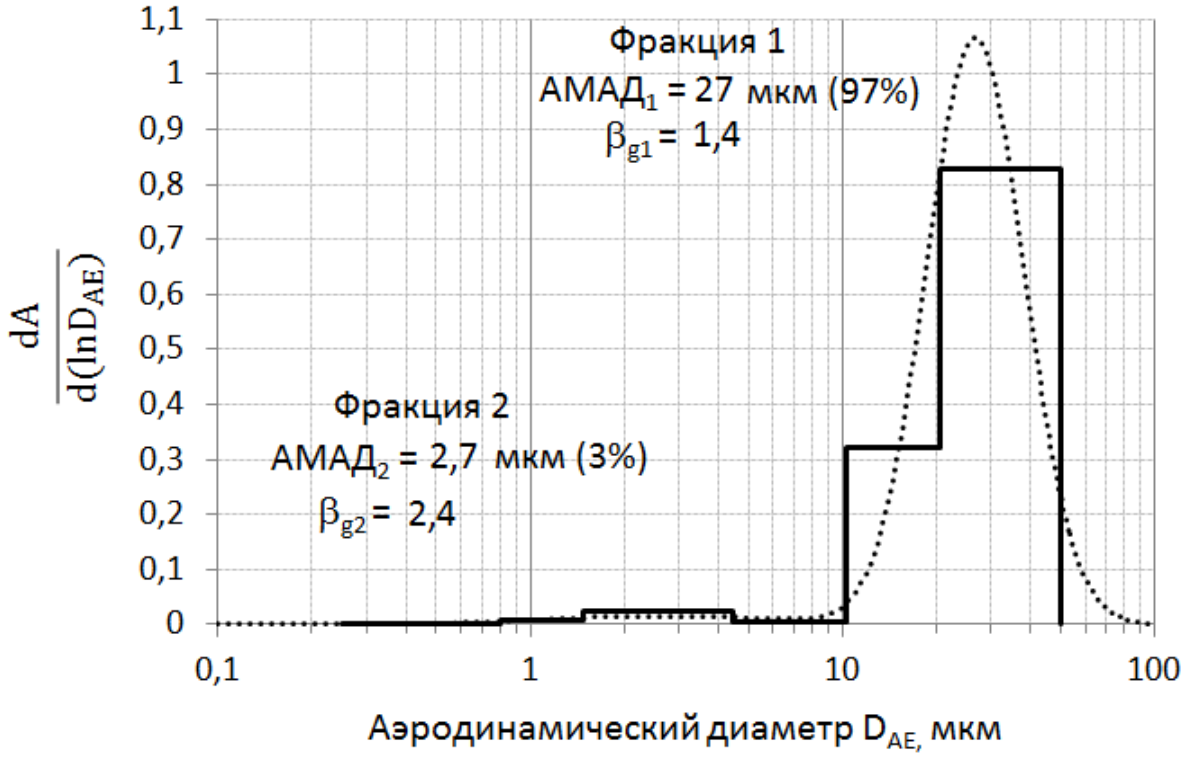



Рисунок 4.7 – Проба 1, распределение активности $^{239}$Pu по АД

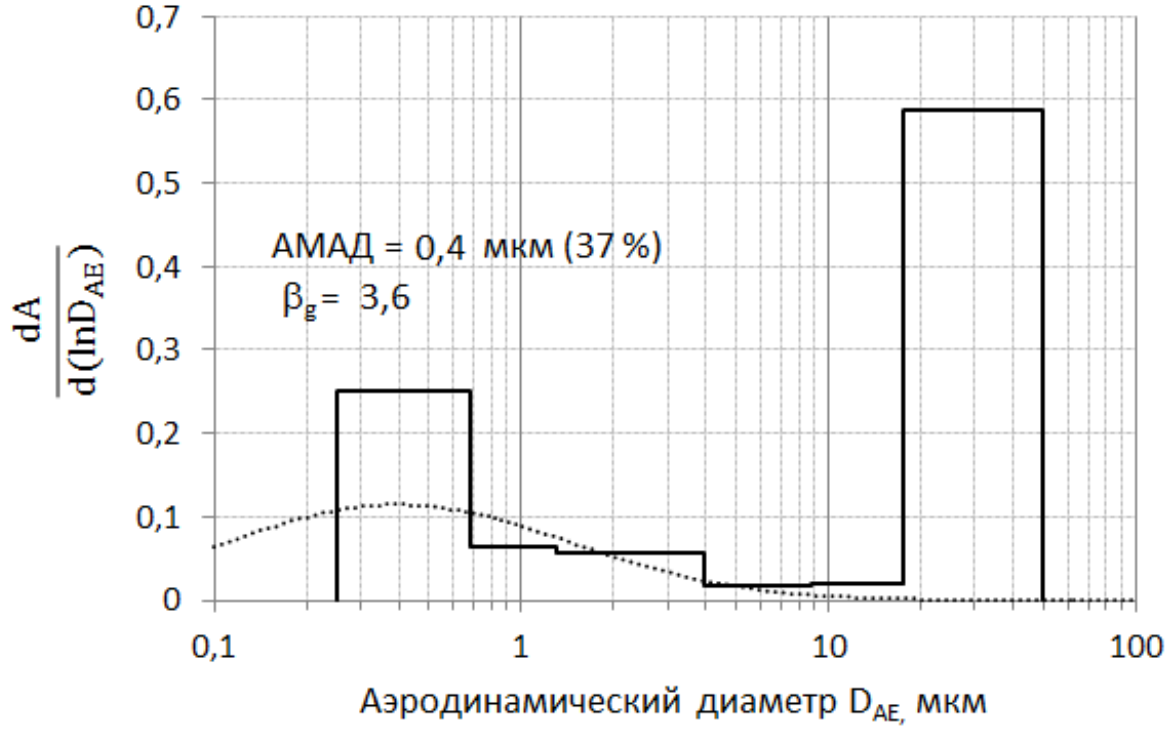



Рисунок 4.8 – Проба 3, распределение активности $^{239}$Pu по АД

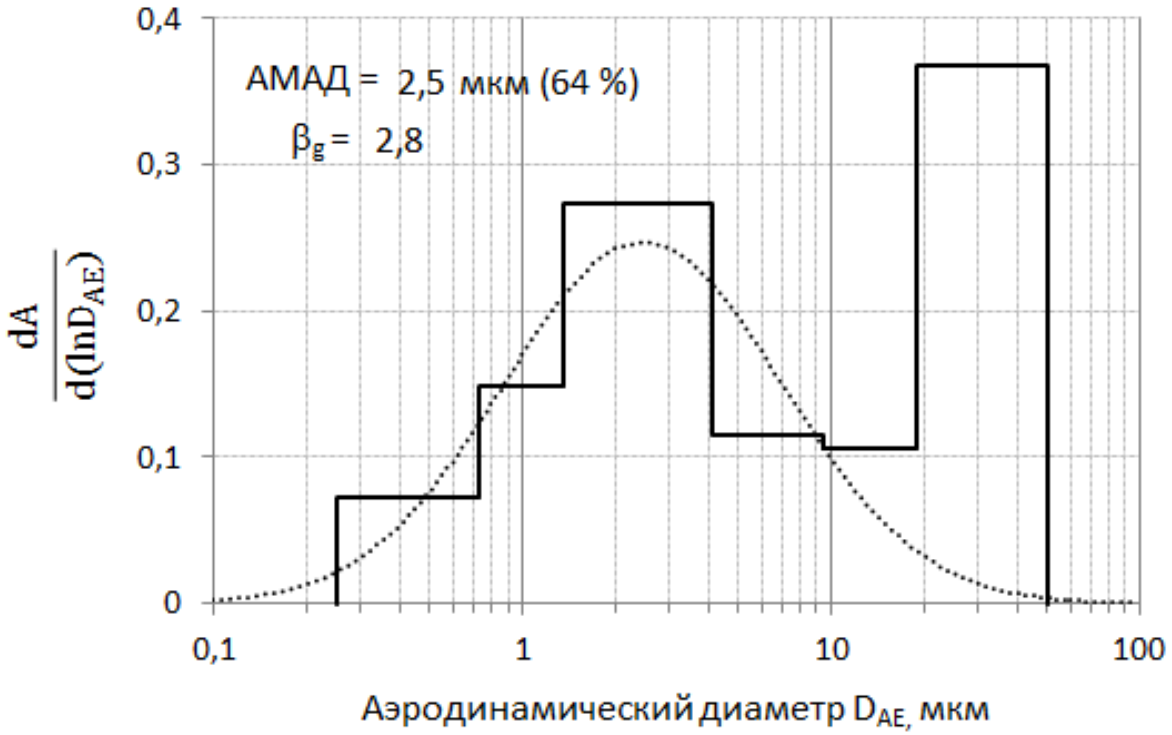



Рисунок 4.9 – Проба 4, распределение активности $^{239}$Pu по АД

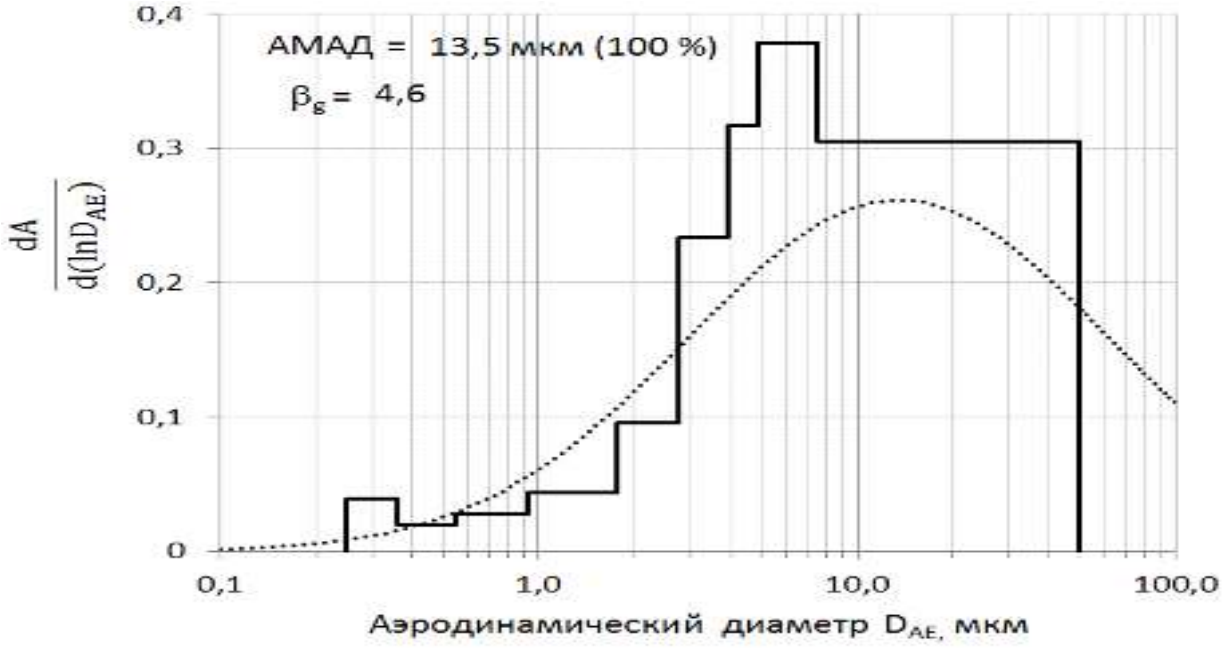



Рисунок 4.10 – Проба 5, распределение активности $^{2239}$Pu по АД

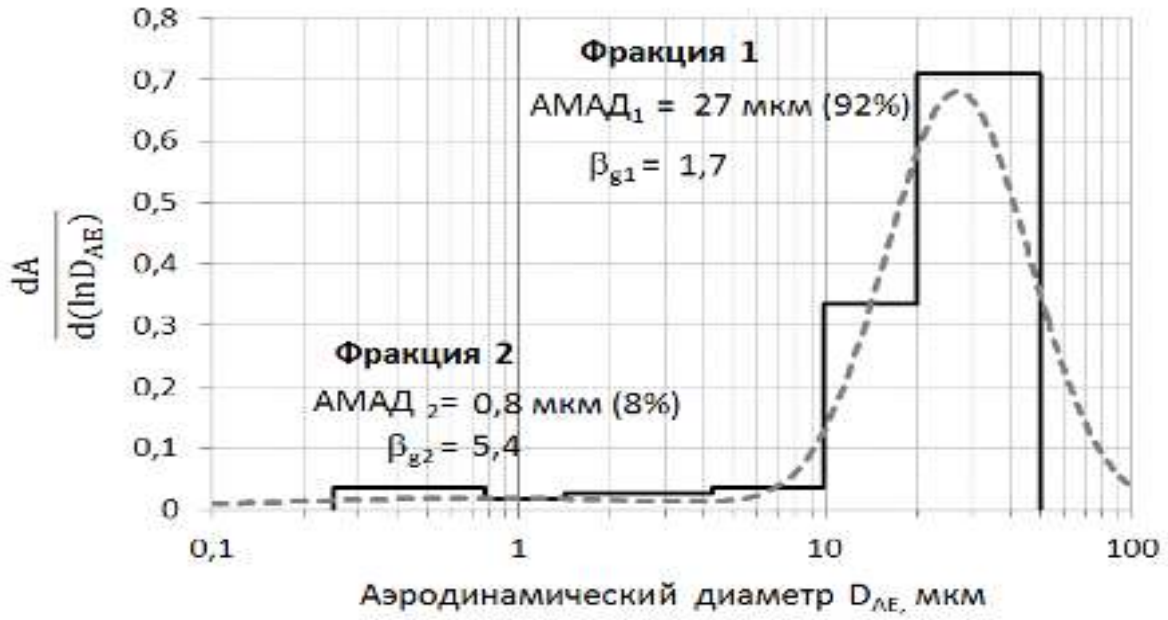



Рисунок 4.11 – Проба 6, распределение активности $^{241}$Am по АД

Фоновые рассчитанные значения АМАД и $\beta_g$ аэрозолей, отобранных на КЭУ-2 в отсутствие работ приведены в Таблице 4.8 (значение ОА приводится по результатам измерения суммарной активности альфа-излучающих р/н на каскадах импакторов). Полученные распределения активности радионуклидов по аэродинамическим диаметрам аэрозольных частиц [94, 96] показаны на Рисунках 4.12 – 4.16.

Таблица 4.8 – Результаты исследования дисперсного состава радиоактивных аэрозолей КЭУ-2 (фоновые значения)

| Номер пробы | ОА, Бк/м$^3$ | Вид анализа | Фракция 1 | | | Фракция 2 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | АМАД, мкм | $\beta_g$ | Вклад в ОА,% | АМАД, мкм | $\beta_g$ | Вклад в ОА,% |
| 18 | 0,07 | $\alpha$ | 34 | 3,0 | 100 | - | - | - |
| | | $^{241}$Am $\gamma$ | 34 | 2,7 | 100 | - | - | - |
| 19 | 0,05 | $\alpha$ | 31 | 3,1 | 100 | - | - | - |
| | | $^{241}$Am $\gamma$ | 22 | 1,5 | 97 | 1,6 | 1,7 | 3 |
| 20 | 0,01 | $\alpha$ | 58 | 1,9 | 93 | 2,6 | 1,8 | 7 |

Дисперсный состав радиоактивных аэрозолей [96] даже в отсутствие работ характеризуется преобладающим вкладом в объемную активность грубодисперсной фракции со значением АМАД от 22 мкм до 58 мкм, что, по-видимому связано с переносом радиоактивных веществ с КЭУ-1 (на подошве обуви персонала) с последующим подъемом радиоактивной пыли при проведении монтажных операций на КЭУ-2.

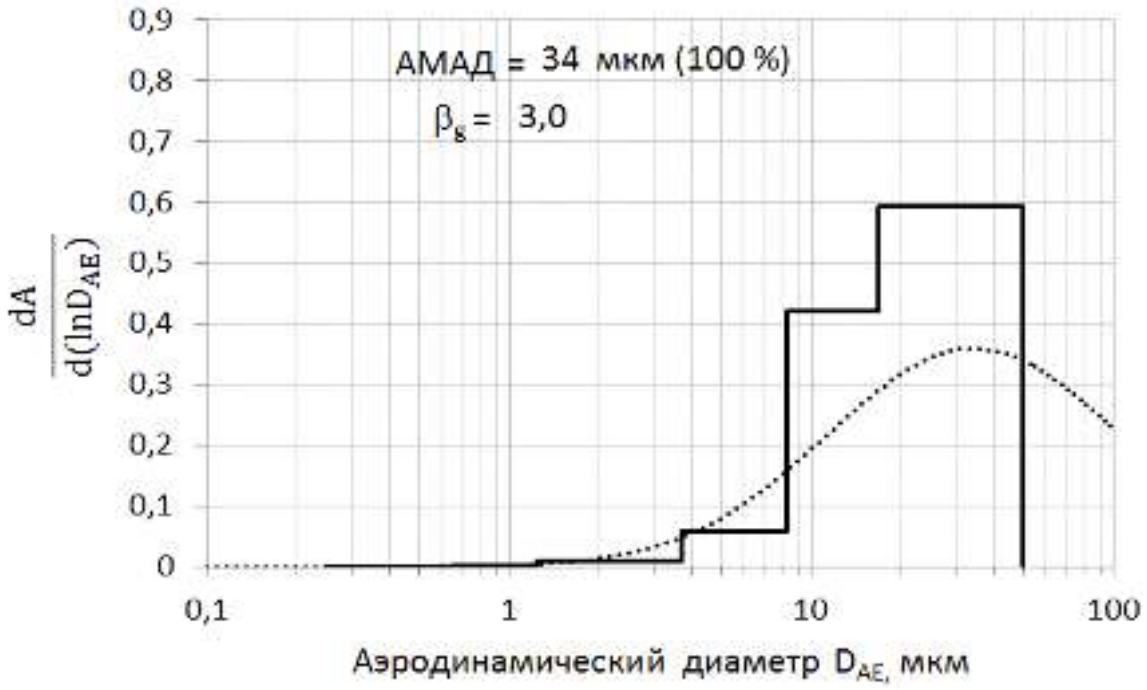



Рисунок 4.12 – Проба 18, распределение суммарной активности (α) по АД

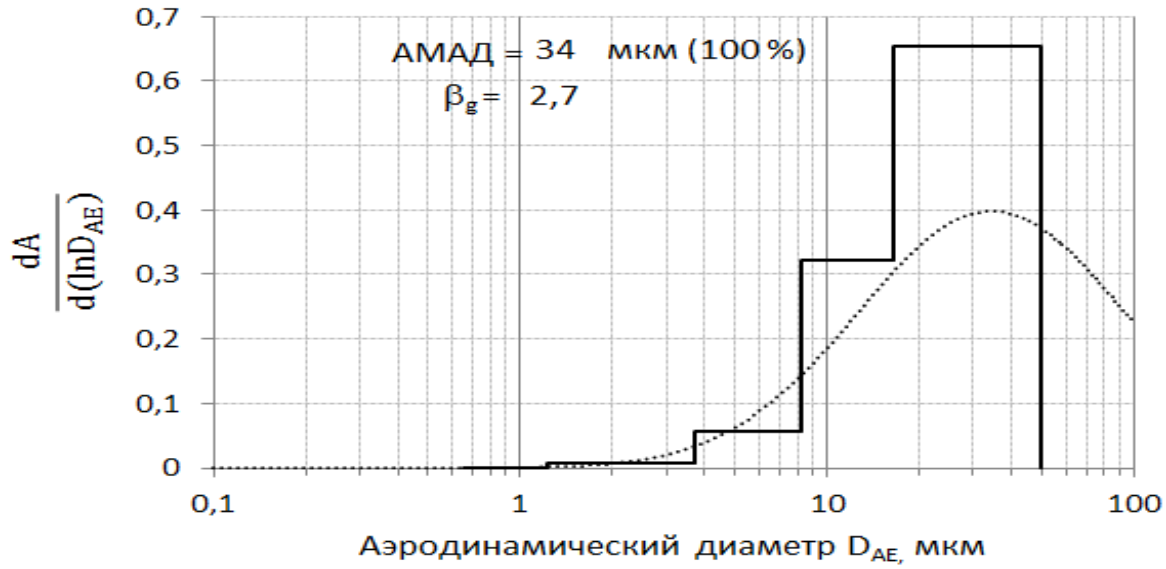



Рисунок 4.13 – Проба 18, распределение активности $^{241}$Am по АД

Известно, что в случае, когда радиоактивное вещество равномерно распределено по поверхности частицы, АМАД будет соответствовать поверхностному медианному аэродинамическому диаметру (ПМАД). Когда аэрозольные частицы полностью состоят из радиоактивного вещества, АМАД будет соответствовать ММАД [115]. ПМАД и ММАД могут быть рассчитаны по следующим формулам:

$$\text{ПМАД} = \text{СМАД} \cdot \exp(2 \cdot \ln^2 \beta_g) \quad (4.1)$$

$$\text{ММАД} = \text{СМАД} \cdot \exp(3 \cdot \ln^2 \beta_g), \qquad (4.2)$$

где СМАД – счетный медианный аэродинамический диаметр.

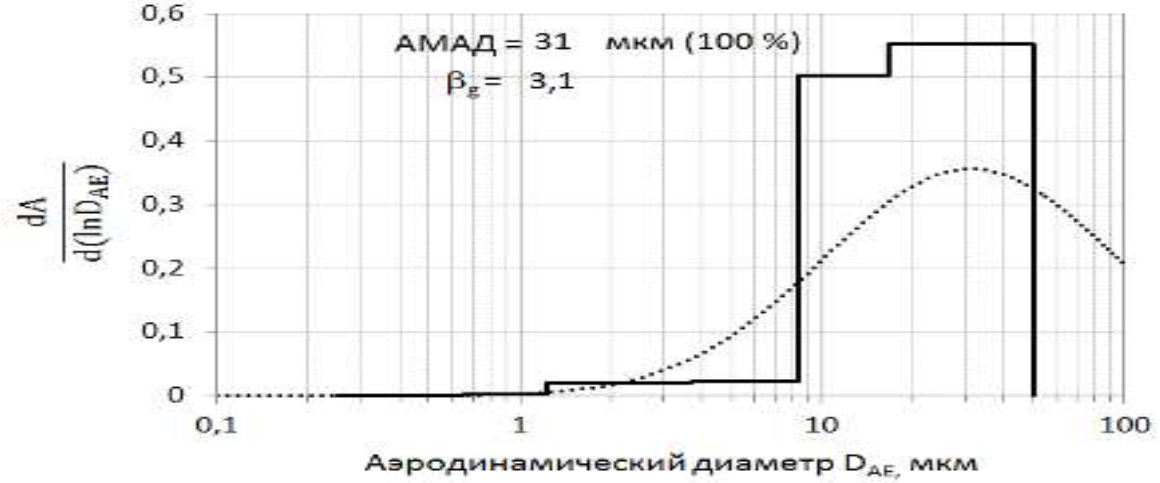



Рисунок 4.14 – Проба 19, распределение суммарной активности (α) по АД

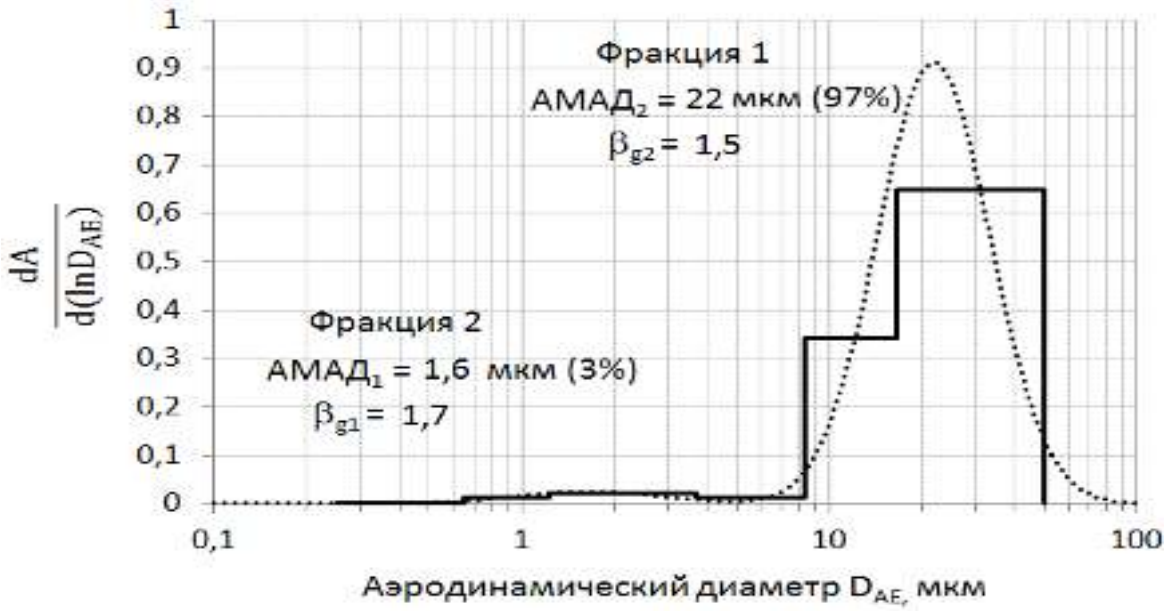



Рисунок 4.15 – Проба 19, распределение активности $^{241}$Am по АД

При значении АМАД 34 мкм и $\beta_g$ 3,0 (проба 18, Таблица 4.8) при равномерном распределении радиоактивного вещества по поверхности частиц, т.е. когда АМАД будет равен ПМАД, согласно нашим расчетам, значение СМАД составит 3 мкм.

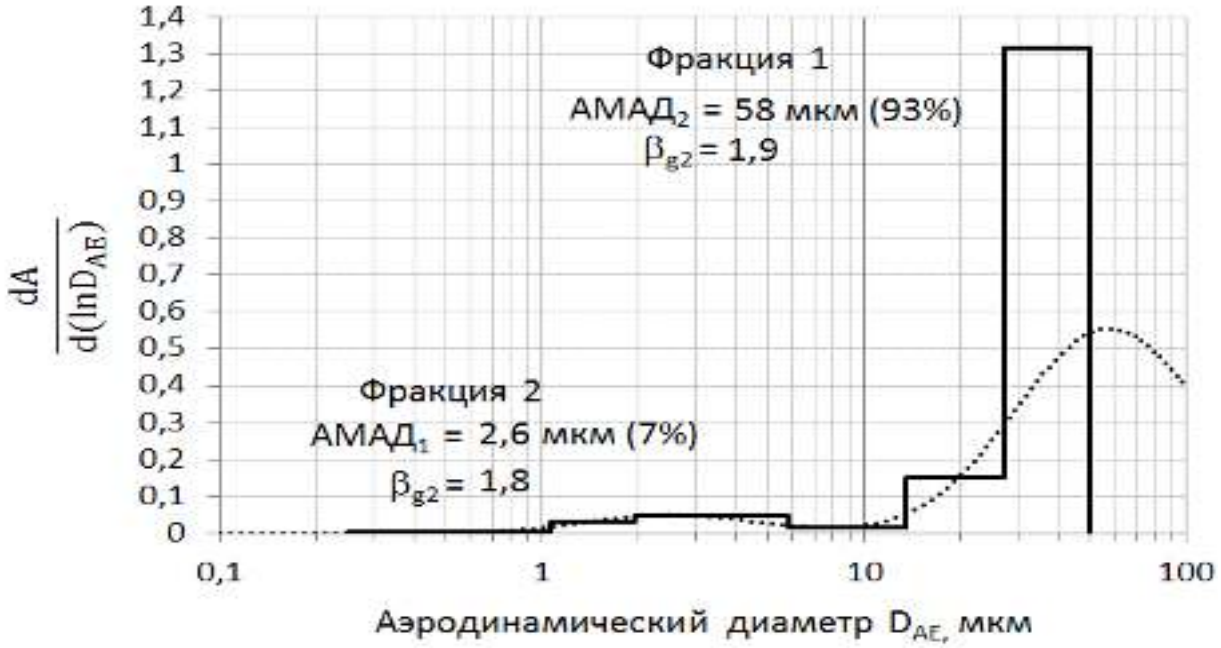



Рисунок 4.16 – Проба 20, распределение суммарной активности (α) по АД

При тех же значениях АМАД и $\beta_g$, в случае, когда аэрозольные частицы целиком состоят из радиоактивного вещества (АМАД = ММАД) значение СМАД составит 0,9 мкм.

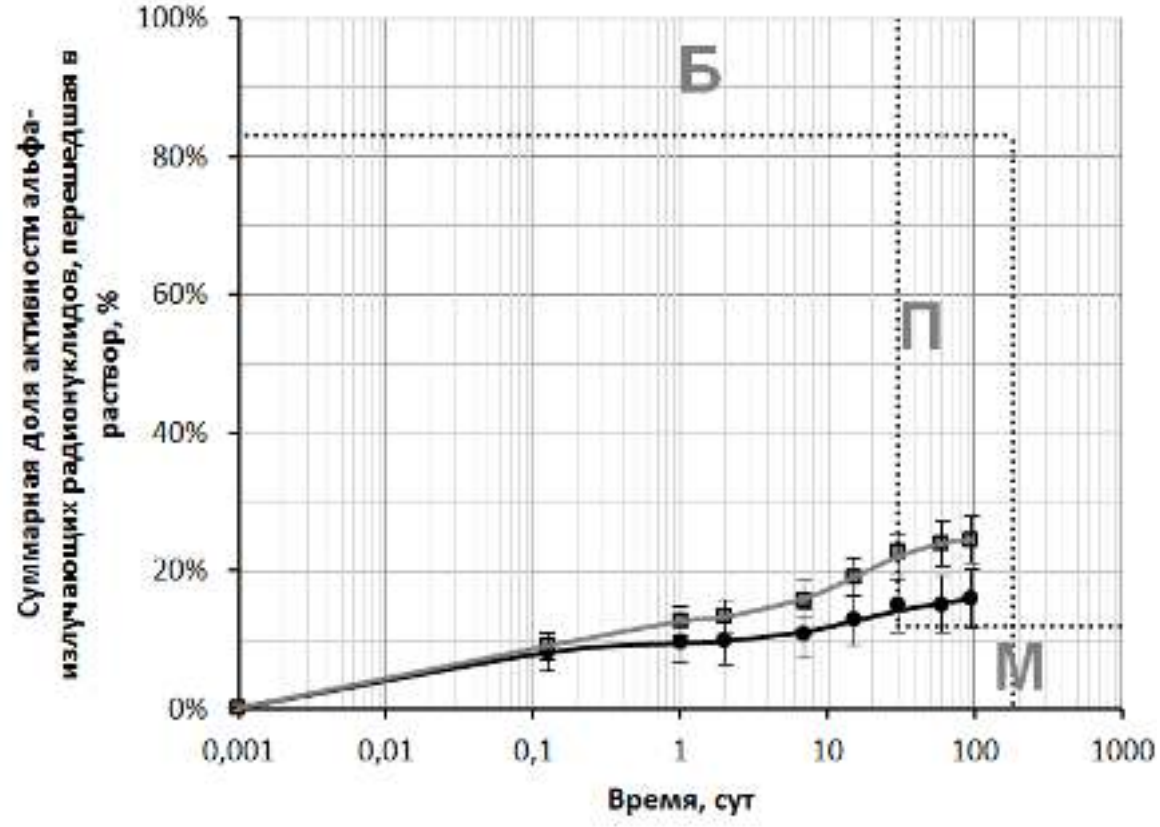
Скорость оседания под действием силы тяжести для частиц с аэродинамическим диаметром (АД) 3 мкм и 0,9 мкм составит 2,8Е-4 м/с и 2,9Е-5 м/с соответственно. Время оседания с высоты 2 м составит 2 часа для частиц с АД 3 мкм и 19 часов для частиц с АД 0,9 мкм. Таким образом, несмотря на большие значения АМАД (Таблица 4.8), аэрозоли с данными распределениями активности по АД могут пребывать в воздухе достаточно долго.

### 4.5 Исследование распределения соединений элементов по типам при ингаляции радиоактивных аэрозолей

Результаты представлены на рисунках 4.17, 4.18 и в таблицах 4.9 - 4.10[96].

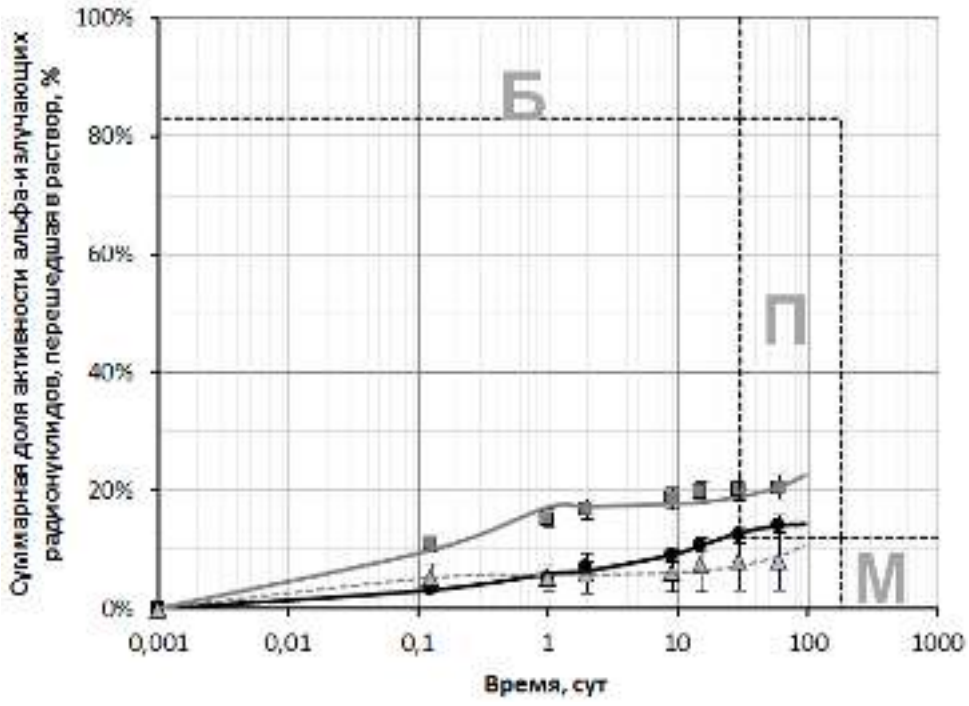
Таблица 4.9 – Характеристики растворения проб аэрозолей КЭУ-1

| Зона | Доля фракций по растворимости, % | | | Скорости растворения | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Б | П | М | k1 | k2 | k3 |
| Опер.зона (проба 7) | 9 | 5 | 86 | 17,82 | 0,067 | $1,99 \cdot 10^{-4}$ |
| Ремзона (проба 8) | 12 | 12 | 76 | 11,12 | 0,058 | $7,43 \cdot 10^{-5}$ |




Ремонтная зона  Операторская зона

Рисунок 4.17 – Кинетика диализа проб аэрозолей в ИЛЖ, КЭУ-1




Фильтр 1  Фильтр 2  Фильтр 3

Рисунок 4.18 – Кинетика диализа проб аэрозолей в ИЛЖ, аффинажный стенд РХЗ

Таблица 4.10 – Характеристики растворения проб аэрозолей аффинажного стенда РХЗ (ремонтная зона, кристаллизатор)

| Фильтр (проба 24) | Доля фракций по растворимости, % | | | Скорости растворения | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Б | П | М | k1 | k2 | k3 |
| 1 | 17,2 | 0 | 82,8 | 6,92 | - | $7{,}1\cdot10^{-4}$ |
| 2 | 5,4 | 8,9 | 85,7 | 6,92 | 0,06 | $7{,}2\cdot10^{-6}$ |
| 3 | 5,6 | 0 | 94,4 | 22,6 | - | $6{,}0\cdot10^{-4}$ |

Как видно из таблиц 4.25 – 4.26 во всех пробах [94, 96] преобладают медленно-растворимые соединения с вкладом от 76% до 94%. Наличие быстрорастворимых соединений (9-12% на КЭУ-1 и 5,4 - 17,2% на аффинажном стенде РХЗ) может быть обусловлено присутствием мелкодисперсной фракции радиоактивных аэрозолей.

**4.6 Исследование реакционных свойств СНУП топлива в воздушной среде**

В качестве исследуемого материала использовали:

1) смешанное нитридное (СНУП-1) топливо с размерами частиц менее 500 мкм;

2) смешанное нитридное измельченное (СНУП-2 в среде тетрахлорида углерода и СНУП-3 без тетрахлорида углерода) топливо с размерами частиц менее 10 мкм.

Выбор $CCl_4$ обеспечивает изоляцию проб порошков от контакта с воздухом.

Материаловедческие исследования проводили на установках:

– с растровым электронным микроскопом (ИЛ-2);

– с рентгеновским дифрактометром (XRD-7000).

Аналитический контроль исследуемых материалов выполняли в лаборатории (АЛ) № 25 (ХМЗ) ЦЗЛ.

**Материаловедческие исследования**

Проводили следующие исследования:

- изменения морфологии частиц и элементного состава азота и кислорода в зависимости от времени;

- определение содержания урана и плутония в пробах полученного порошка через те же промежутки времени;

- распределение соединений элементов по типам

**Аналитический анализ проб**

Целью исследования являлось определение изменения фазового и структурного состава различных образцов СНУП в процессе их хранения.

Подготовку проб для проведения рентгеноструктурного анализа (РСА) проводили согласно инструкции.

Условия хранения для РСА:

– среда – воздушная;

– разряжение – 20 мм.вод.ст.;

– температура – 22°С;

– относительная влажность – 48%.

На рентгенограммах от исходного состояния (Рисунок 4.19) и хранения в течение 96 ч (Рисунок 4.20) наблюдались интенсивные дифракционные пики от ГЦК решетки (Pu,U)N, также отмечено наличие дифракционного пика слабой интенсивности, положение которого соответствует линии (111) $UO_2$.

Анализ рентгенограммы, полученной от пробы № 2 после хранения в течение 96 ч, показывает, что, помимо интенсивных дифракционных отражений, принадлежащих (Pu,U)N, присутствуют пики $UO_2$, интенсивность которых значительно возросла (Рисунок 4.21).

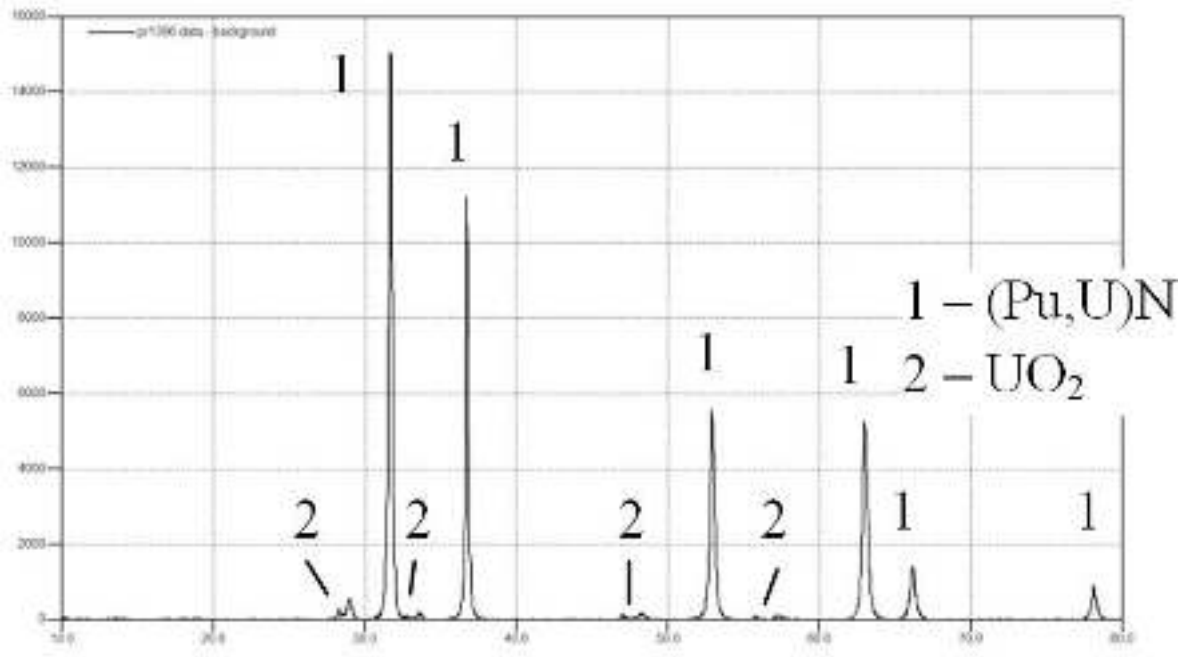



Рисунок 4.19 – Рентгенограмма частиц порошка пробы № 2 (исходное состояние)

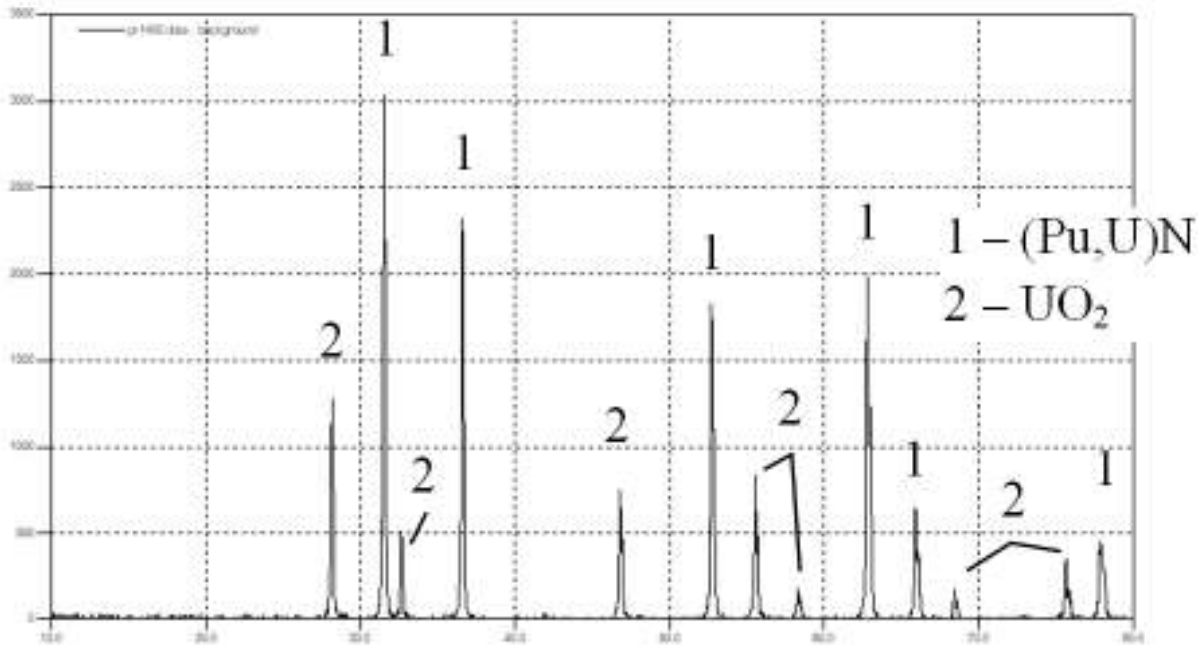



Рисунок 4.20 – Рентгенограмма частиц порошка пробы № 2 (после 96 ч)

На Рисунке 4.21 показана зависимость интенсивности дифракционных отражений $UO_2$ от времени выдержки порошка пробы № 2 (СНУП-2). Из рисунка видно, что интенсивность дифракционных отражений $UO_2$ в пробе СНУП-2 за 96 часов возросла в 10 раз.

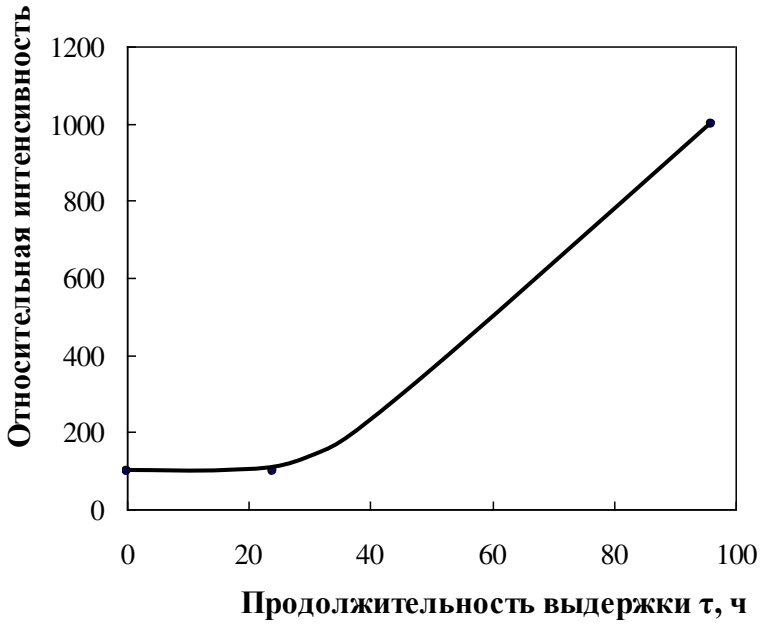



Рисунок 4.21 – Зависимость интенсивности дифракционных отражений $UO_2$ от времени

При подготовке порошка пробы 3 (без использования $CCl_4$) произошло интенсивное окисление. РСА показал, что продуктами этого процесса явилась смесь диоксидов урана и плутония (U, Pu)$O_2$, а также $U_3O_8$ (Рисунок 4.22).

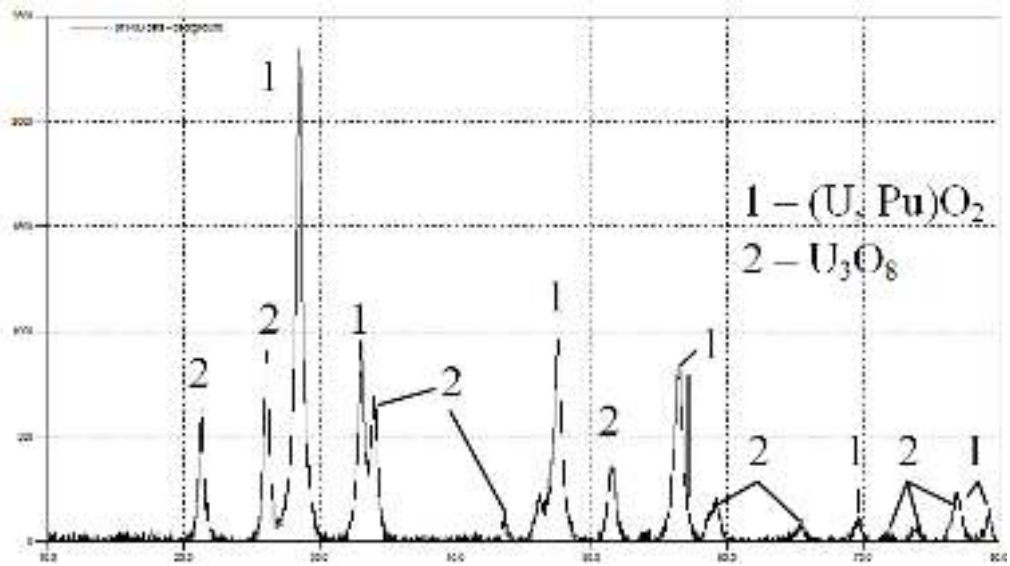



Рисунок 4.22 – Рентгенограмма частиц порошка пробы № 3

Экспериментальные образцы порошков СНУП, полученные после карботермического синтеза, были исследованы методом рентгеноструктурного анализа для определения изменения их фазового и структурного состава в процессе их хранения. Съёмки рентгенограмм порошков от 3 проб проводили от исходного состояния и после хранения в течение 2, 6, 24 и 96 часов.

Для порошков от проб на рентгенограммах от исходного состояния и хранения в течение 2 - 24 ч наблюдались интенсивные дифракционные пики от ГЦК решетки (Pu,U)N, а также отмечено наличие дифракционных пиков слабой интенсивности, соответствующих линиям $UO_2$. На рентгенограммах после хранения в течение 96 ч интенсивности пиков $UO_2$ значительно возросли.

В ходе подготовки порошка пробы № 3 для РСА произошло интенсивное окисление образца; продуктами этого процесса явились смесь диоксидов урана и плутония (U, Pu)$O_2$, а также $U_3O_8$.

**Микрорентгеноспектральный анализ**

Целью исследования являлось определение микроструктуры и химического состава различных образцов СНУП в процессе их хранения.

Микрорентгеноспектральный анализ (МРСА) проводили на растровом электронном микроскопе Quanta Inspect S с энергодисперсионным детектором EDAX.

Получение и обработка данных МРСА проводилась с помощью специализированного прикладного и лицензированного программного обеспечения.

Условия проведения анализа:

– разгонное напряжение пучка электронов – 20 кВ;

– остаточное давление в камере электронного микроскопа – $2…3 \cdot 10^{-3}$ Па.

После проведения анализа пробы извлекали из камеры электронного микроскопа и оставляли в защитном боксе для последующего анализа через заданные промежутки времени.

Морфология частиц порошка от проб при различных увеличениях представлена на Рисунках 4.23 – 4.26. Из которых следует, что основная масса порошка пробы представлена частицами размером от 100 до 500 мкм и в небольшом количестве наблюдаются частицы размером от 5 до 100 мкм (Рисунок 4.25). При большем увеличении видно, что на поверхности крупных частиц находятся фрагменты размером менее 5 мкм (Рисунок 4.26).

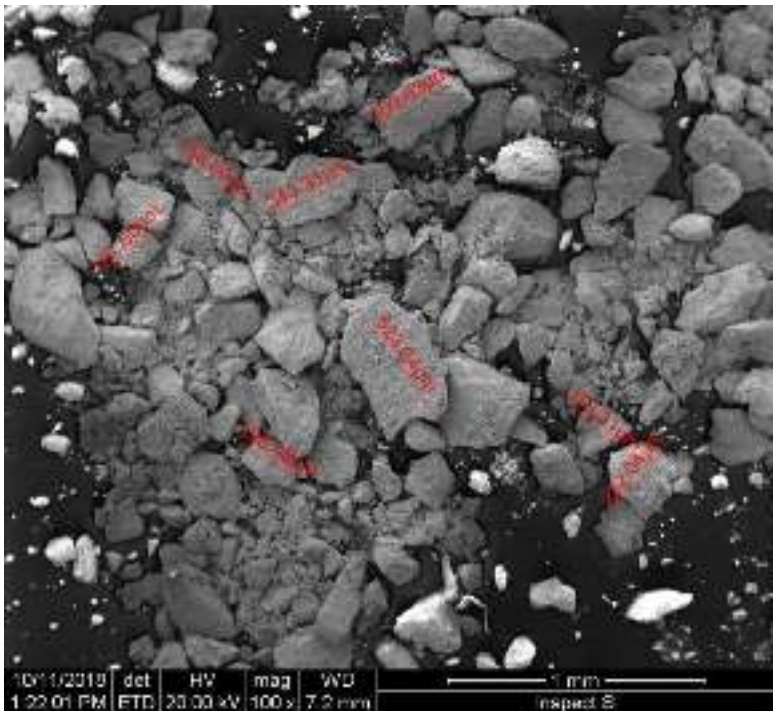



Рисунок 4.23 – Морфология частиц порошка, увеличение 100 х

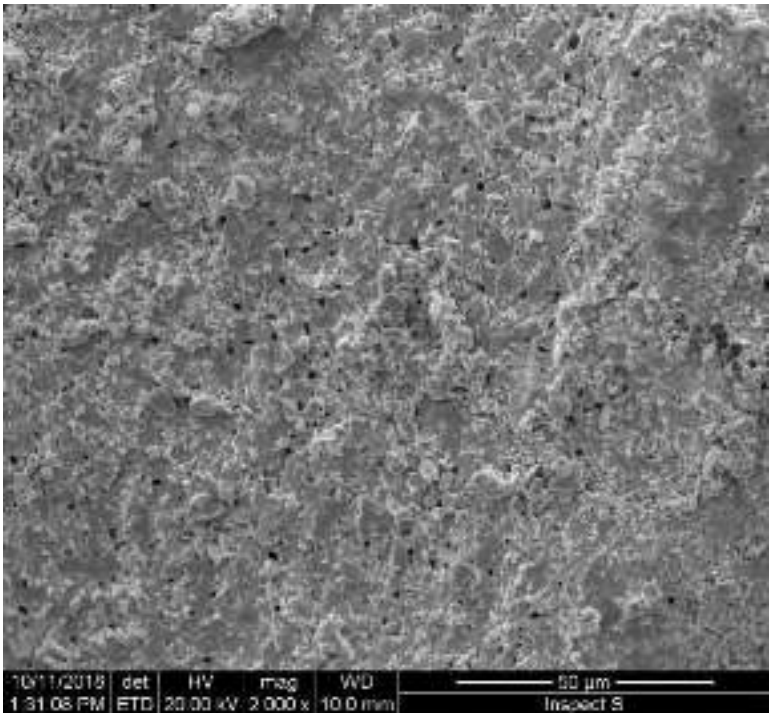



Рисунок 4.24 – Морфология частиц порошка, увеличение 2000 х

Частицы порошка проб № 2, 3 имеют размер от 3 до 7 мкм, при этом также присутствуют частицы размерами менее 3 мкм (Рисунок 4.23 – 4.24).

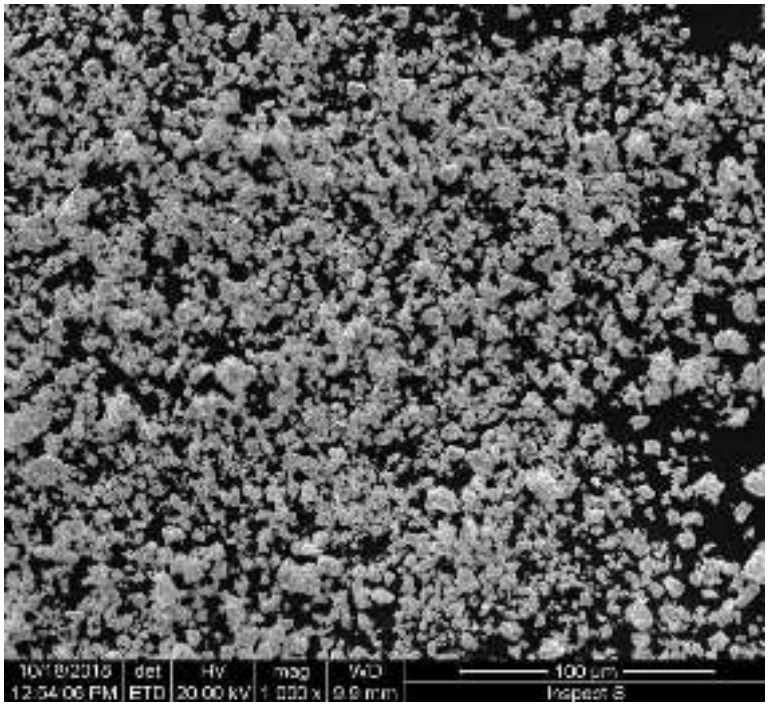



Рисунок 4.25 – Морфология частиц порошка от проб № 2, № 3, увеличение 1000 х

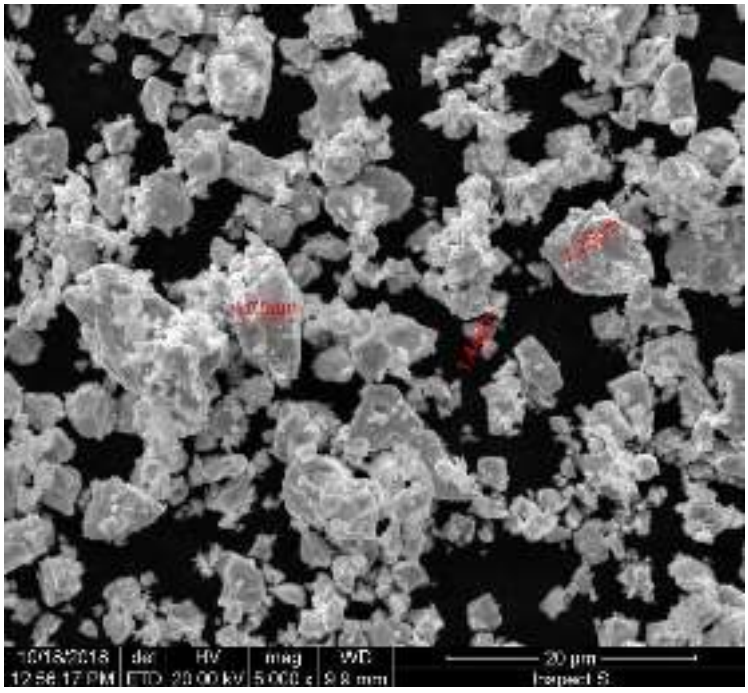
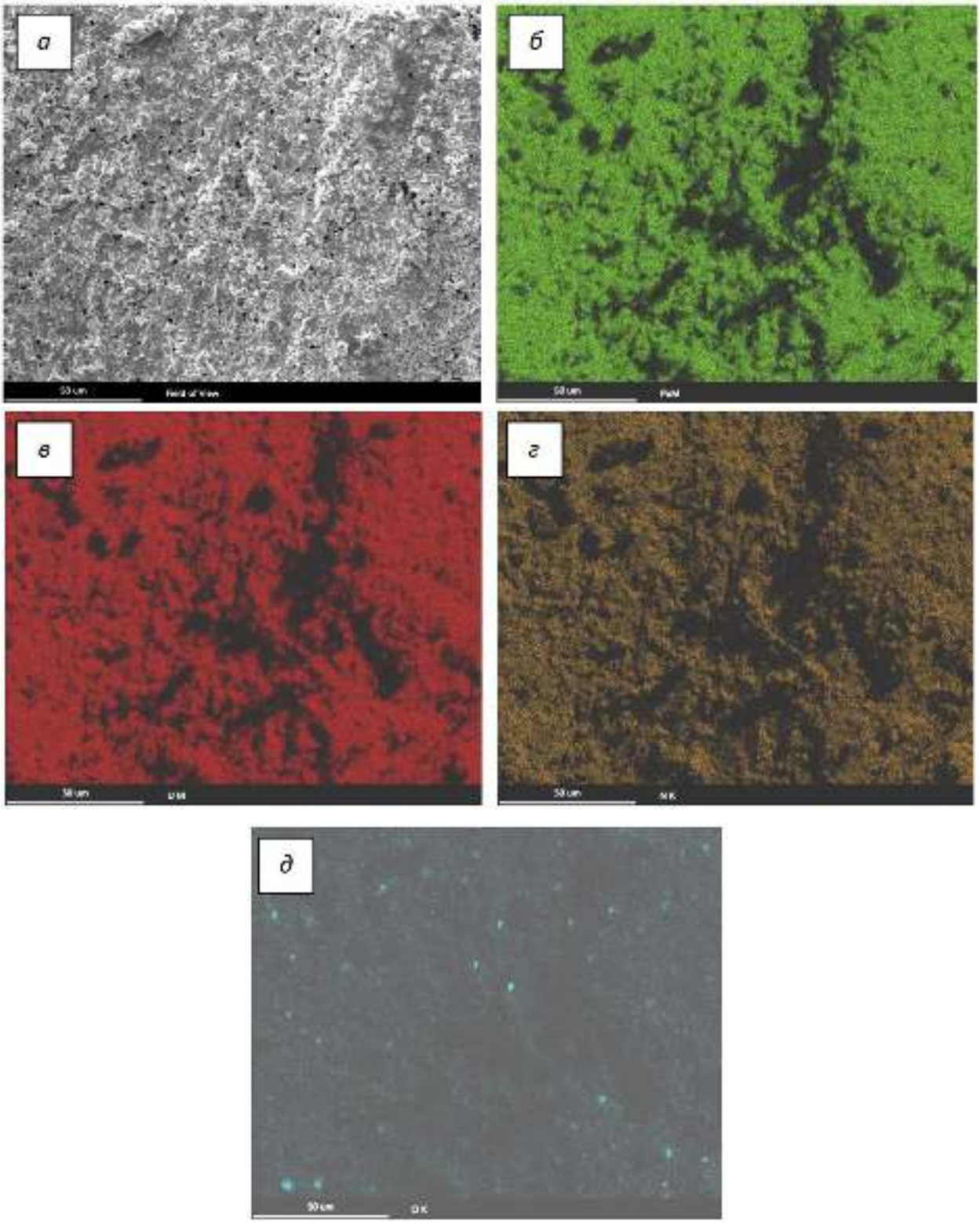



Рисунок 4.26 – Морфология частиц порошка от проб № 2, № 3, увеличение 5000 х

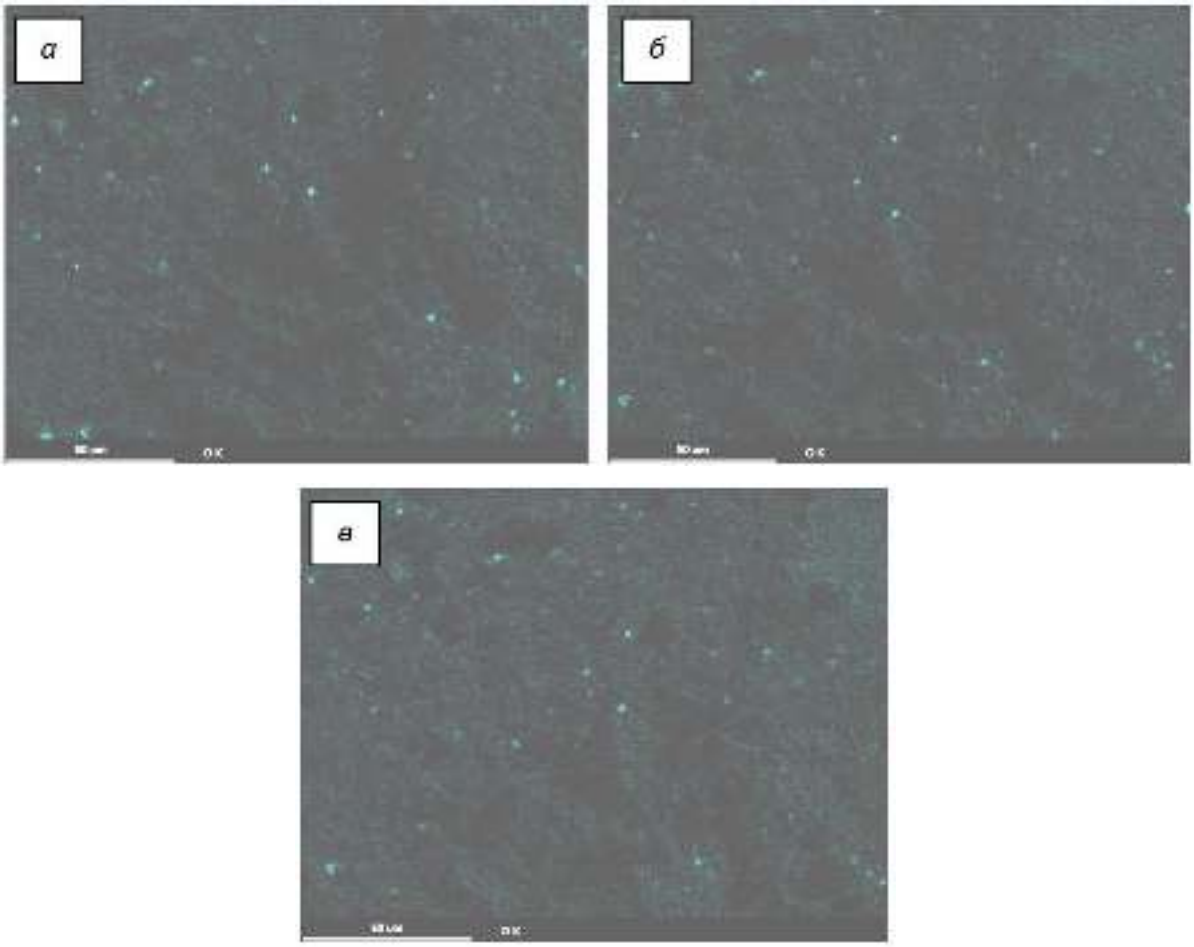
МРСА от порошка пробы № 1 проводили от исходного состояния, после хранения в течение 2, 6, 24, 96 и 192 часов.

Динамика окисления порошка пробы № 1 наблюдалась на частицах размером менее 5 мкм, расположенных на поверхности значительно более крупной частицы (не менее 100 мкм). Результаты картирования поверхности исходного материала (Рисунок 4.27), а также после его хранения в течение 24 ч показал незначительные изменения по наличию кислорода (Рисунок 4.28).




*а* – исследуемая поверхность; *б* – характеристическое излучение Pu;
*в* – характеристическое излучение U; *г* – характеристическое излучение N;
*д* – характеристическое излучение O

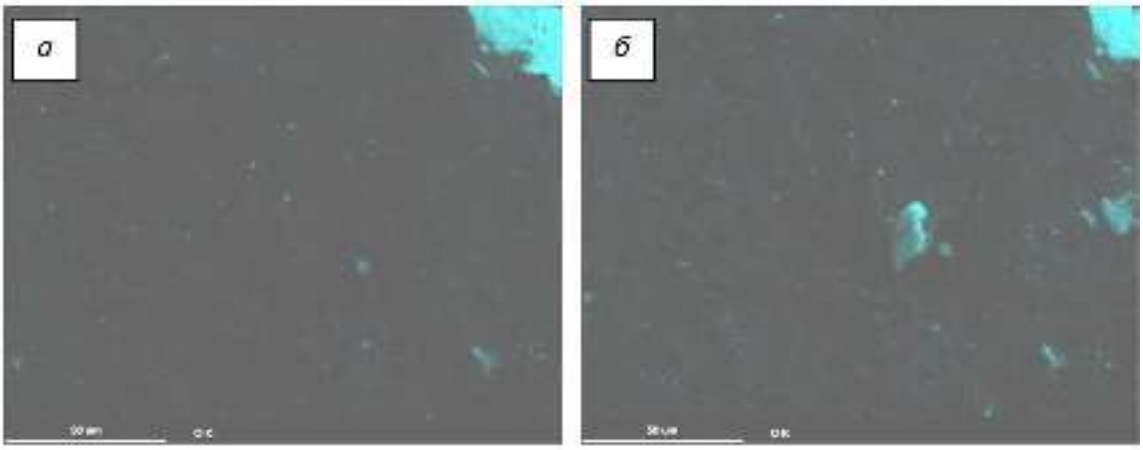
Рисунок 4.27 – Картирование поверхности частиц пробы (исходное состояние)




*а* – после хранения в течение 2 ч; *б* – 6 ч; *в* – 24 ч

Рисунок 4.28 – Картирование в характеристическом излучении О от пробы № 1

После хранения материала в течение 96 и 192 ч картирование в характеристическом излучении кислорода от пробы № 1 показало наличие крупных окисленных частиц (Рисунок 4.29).




*а* – после хранения в течение 96 ч; *б* – 192 ч

Рисунок 4.29– Картирование в характеристическом излучении О от пробы № 1

Результаты картирования поверхности частиц порошка от пробы от исходного состояния и хранения в течение 2 - 24 ч показали незначительные изменения по наличию кислорода, а после хранения материала в течение 96 и 192 ч показали наличие крупных окисленных частиц.

**Масс-спектрометрический анализ**

Целью исследования являлось определение химического состава различных образцов СНУП в процессе их хранения.

Работа основана на методе плавления пробы в токе инертного газа с последующим детектированием выделенного азота в ячейке с детектором по теплопроводности. Измерение массовой доли кислорода проводится с использованием инфракрасно-абсорбционного метода определения диоксида углерода, образующегося в результате взаимодействия кислорода пробы с углеродом графитового тигля при плавлении образца в токе инертного газа в печи анализатора. Результаты проведенных анализов представлены в Таблицах 4.11 и 4.12.

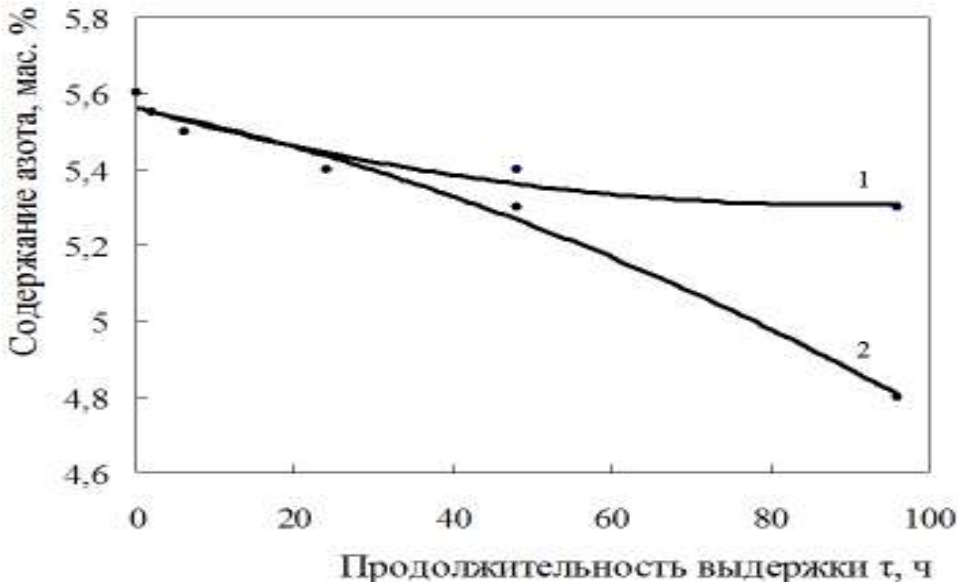
Таблица 4.11 – Результаты исследований массовой доли азота и кислорода в пробах

| Продолжительность выдержки пробы, час | Проба № 1 (СНУП-1), % мас. | | Проба № 2 (СНУП-2), % мас. | | Проба № 3 (СНУП-3), % мас. | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Азот | Кислород | Азот | Кислород | Азот | Кислород |
| 0 | 5,6±0,6 | 0,03 | 5,6±0,6 | 0,03 | 0 | 13,9 |
| 2 | 5,5±0,6 | 0,04 | 5,6±0,6 | 0,11 | 0 | 13,8 |
| 6 | 5,5±0,6 | 0,05 | 5,5±0,6 | 0,17 | - | - |
| 24 | 5,4±0,6 | 0,06 | 5,4±0,6 | 0,30 | - | - |
| 48 | 5,4±0,6 | 0,07 | 5,3±0,6 | 0,37 | - | - |
| 96 | 5,3±0,6 | 0,09 | 4,8±0,5 | 0,37 | 0 | 14,0 |

Таблица 4.12 – Результаты исследований массовой доли урана и плутония в пробах

| Продолжительность выдержки пробы, час | Проба № 1 (СНУП-1), % мас. | | Проба № 2 (СНУП-2), % мас. | | Проба № 3 (СНУП-3), % мас. | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Уран | Плутоний | Уран | Плутоний | Уран | Плутоний |
| 0 | 82,5 | 13,68 | 82,7 | 13,69 | 74,7 | 12,44 |
| 2 | 82,2 | 13,64 | 82,4 | 13,64 | | |
| 6 | 80,1 | 13,30 | 82,4 | 13,60 | | |
| 24 | 81,9 | 13,47 | 81,9 | 13,46 | | |
| 48 | 81,9 | 13,56 | 82,0 | 13,54 | | |
| 96 | 81,9 | 13,49 | 81,7 | 13,51 | | |
| Примечание – Абсолютная погрешность при определении урана составляет (±0,7%), а плутония ( ±0,16%). | | | | | | |

На Рисунках 4.30 и 4.31 представлены зависимости концентраций азота и кислорода от времени выдержки проб в воздушной атмосфере.




1 – Проба № 1, 2 – Проба № 2

Рисунок 4.30 – Зависимость концентрации азота от времени выдержки

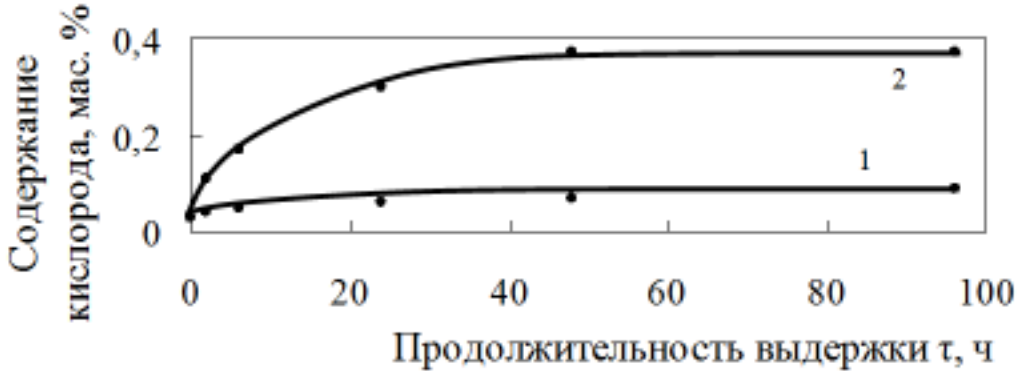



Рисунок 4.31– Зависимость концентрации кислорода от времени выдержки

Результаты анализов доказывают, что на поверхности частиц СНУП размерами более 100 мкм, а также частиц менее 10 мкм, но изолированных от атмосферы воздуха парами тетрахлорида углерода, образуется устойчивая прочная пленка из диоксидов урана и плутония, которая тормозит дальнейшее их окисление.

Частицы СНУП порошка размерами менее 10 мкм, не защищенные от атмосферы воздуха, моментально окисляются до диоксидов урана и плутония, а также октаоксида триурана.

Результаты анализов полностью согласуются с данными рентгеноструктурных исследований.

При карботермической конверсии оксидов урана и плутония в нитрид, взаимодействуют четыре твердые фазы ($UO_2$, $PuO_2$, C, продукты взаимодействия), и две газовые фазы (азот и оксид углерода) [5]. Поведение твердых фаз рассмотрено в работе

[113], в работе [114] исследовано состояние газовой фазы. Анализ газовой фазы проводился методами инфракрасного излучения, хроматографическим методом и с использованием квадрупольной масс-спектрометрии.

Данные Рисунка 4.32 свидетельствуют, что добавление в поток азота водорода приводит к возрастанию количества образовавшегося CO в газовой фазе на завершающем этапе взаимодействия, что указывает на уменьшение содержания кислорода и углерода в синтезируемом (U, Pu)N. Так как хроматографический анализ не показал наличия другого газа кроме азота, водорода и оксида углерода в количестве меньшем, чем предел чувствительности метода (0,1 %моль), дальнейшее исследование проводилось с использованием более чувствительного масс-спектрометрического метода для объяснения механизма повышения содержания CO после применения водорода.

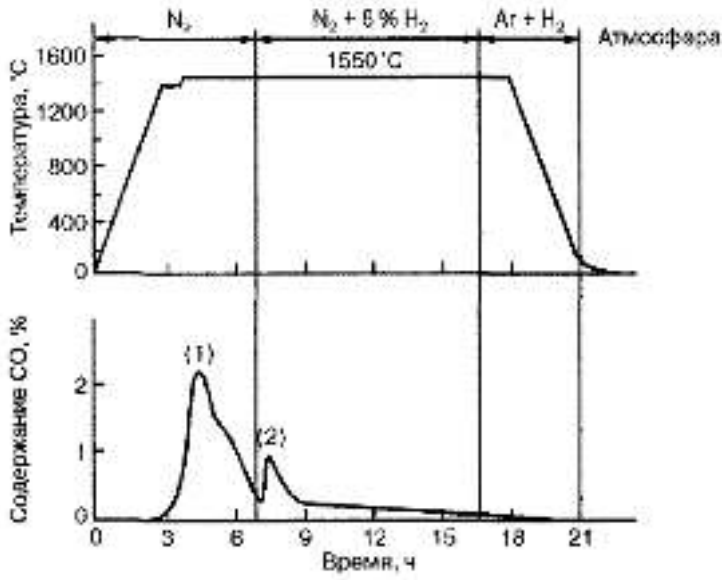



Рисунок 4.32 – Режим конверсии оксидов U и Pu в нитрид [132]

Было обнаружено, что в дополнение к ожидаемым пикам массы 2 ($H_2$) и массы 28 ($N_2$ или CO) в масс-спектре был обнаружен пик массы 27. Анализ возможных соединений с ионной массой 27 показал, что более высокой относительной интенсивностью обладают HCN и $C_2H_4$. Концентрация HCN оказалась равной $40 \cdot 10^{-6}$, что гораздо ниже расчетной $1500 \cdot 10^{-6}$ по данным термодинамического равновесия при 1825 К. Это несоответствие авторами объяснено разложением синильной кислоты при более низкой температуре и образованием цианамида ($CH_2N_2$).

Фаза HCN была обнаружена только тогда, когда атмосфера карботермической реакции содержала азот и водород и отсутствовала, когда использовался только азот. Предполагается, что при температуре конверсии (1825 К) имеет место реакция:

$$N_2 + H_2 + 2C \leftrightarrows 2HCN. \quad (4.3)$$

Образовавшаяся фаза HCN легко проникает в глубь брикета (клинкера) продукта реакции, где еще содержатся остатки непрореагировавшего кислорода, и при разложении служит источником весьма активного углерода, который вступает во взаимодействие с остатками кислорода. HCN при высокой температуре также распадается на циан $(CN)_2$ и водород по реакции:

$$2HCN \leftrightarrows (CN)_2 + H_2. \quad (4.4)$$

При низкой температуре образуется цианамид по реакции:

$$(CN)_2 + H_2 \leftrightarrows CH_2H_2 + C, \quad (4.5)$$

который и был обнаружен с помощью масс-спектрометрического анализа.

Представленная информация может указывать на актуальность проведения исследований по содержанию газообразных продуктов карботермической реакции оксидов урана и плутония в нитрид в воздухе рабочей зоны.

### 4.7 Радиобиологические аспекты ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей в производстве СНУП топлива

Обобщение полученных результатов исследований физико-химических свойств аэрозолей СНУП топлива по дисперсности и морфологии частиц, трансформации химического состава при выходе аэрозолей в воздух рабочей зоны привело к формированию референтной модели радиоактивных аэрозолей, приведенной на рисунке 4.33.

Референтная модель аэрозольных частиц, характеризуется наличием химически разных торакальной (менее 11 мкм) и экстраторакальной (более 11 мкм) фракций. Торакальная фракция представляется наличием моночастиц, агломератов и конгломератов неправильной округлой формы из оксидных соединений урана и плутония. Экстраторакальная фракция представляется крупными частицами и конгломератами содержащих СНУП вещество, покрытое оксидным слоем.

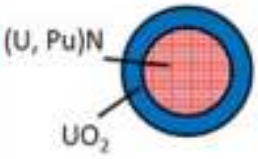
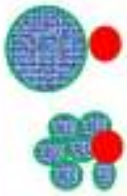
| Размер частиц | Торакальная фракция | | Экстраторакальная фракция |
|---|---|---|---|
| **Химическая форма** | **Оксиды $(U, Pu)O_2$, $U_3O_8$, $UO_2$** | | **Нитрид-содержащие** |
| **Морфология плутоний-содержащих частиц** | | 1.Моночастицы или агрегаты, размером 1-12 мкм. |  |
| | | 2. Конгломераты размером ~ 4-10 мкм из скоплений U и Pu содержащих частиц размером 20-50 нм | |
| |  | 3. «Наездники» Нано или субмикронная частица U-Pu диаметром ~0,04- 0,1 мкм на поверхности моночастицы или конгломерата размером более1 мкм | **Частицы с внешней оксидной пленкой и нитридной сердцевиной** |

Рисунок 4.33 – Референтная модель СНУП аэрозоля

Первичный метаболизм принятой референтной модели СНУП аэрозолей при ингаляционном поступлении будет иметь сложный характер. Аэрозольные частицы торакальной фракции менее 4,5 мкм будут проникать вплоть до альвеолярного раздела легких, при этом англомераты могут рассыпаться на отдельные более мелкие частицы вплоть до наночастиц, а частицы более 4,5 мкм и экстраторакальная фракция мукоцилиарным эскалатором будет перенесены в желудочно-кишечный тракт. Скорость мукоцилиарного эскалатора у здорового человека колеблется от 4 до 20 мм в минуту. В норме за сутки транспортируется от 10 до 100 мл секрета, который, попадая в глотку, в основном проглатывается. Под воздействием желудочной кислоты тонкая оксидная оболочка будет разрушена и химически реакционная сердцевина из СНУП соединения будет растворена желудочной кислотой с последующим усвоением организмом. Этот процесс отображен на рисунке 4.34.

Значимость поступления радиоактивных элементов СНУП вещества через ЖКТ определяется преобладающей долей до 60% - 95% содержания радиоактивных элементов в экстраторакальной фракции, что делает желудочный путь поступления радиоактивных элементов вполне конкурентным с легочным. Это может привести к кардинальному отличию процессов биокинетики СНУП аэрозолей и процесса дозообразования, а следовательно и степени радиологической опасности от принятых в моделях МКРЗ для ранее известных химических форм урана и плутония. Установленный характер

первичного метаболизма СНУП аэрозолей позволяет рекомендовать вести оценку ожидаемой дозы внутреннего облучения с учетом поступления радиоактивных элементов через ЖКТ, а при анализе заболеваемости персонала обратить внимание на болезни ЖКТ.

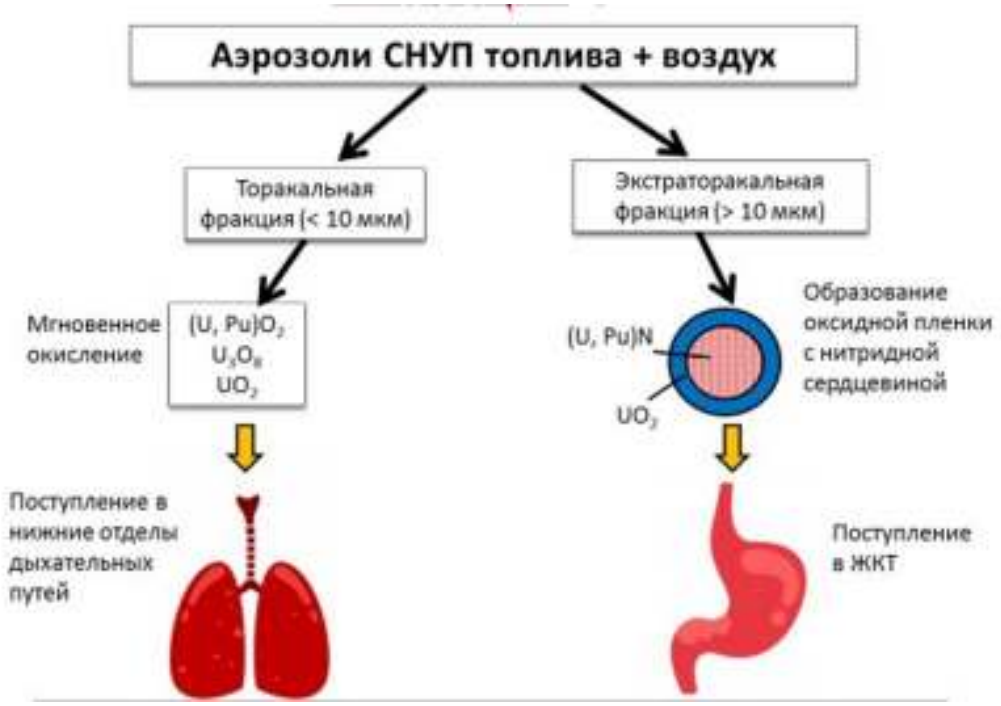



Рисунок 4.34 - Первичный метаболизм СНУП аэрозолей при ингаляционном поступлении в организм человека

Выводы

1) Показано, что основным дозообразующим радионуклидом на КЭУ-1, КЭУ-2 и аффинажном стенде РХЗ является $^{239}$Pu (вклад в суммарную объемную активность до 98% на КЭУ-1).

2) В зонах прессования, измельчения и смешения отмечалось значительное присутствие грубодисперсных аэрозолей со значением АМАД ~ 27 мкм.

3) Наиболее мелкодисперсные аэрозоли обнаружены в ремонтной зоне у печи 7/1. Значение АМАД аэрозолей $^{239}$Pu варьировалось от 2,5 мкм (вклад в суммарную ОА – до 64%) до 0,4 мкм (вклад в суммарную ОА – до 37%). Вклад частиц размером менее 200 нм в суммарную объемную активность может достигать 10,9%, что указывает на присутствие радиоактивных наночастиц на отдельных технологических участках и необходимость применения специального аппаратурно-методического обеспечения радиационного контроля.

4) Дисперсный состав радиоактивных аэрозолей КЭУ-2 в отсутствие работ характеризуется преобладающим вкладом в объемную активность грубодисперсной фракции

со значением АМАД от 22 мкм до 58 мкм. Возможный источник – перенос радиоактивных веществ с КЭУ-1 с последующим подъемом радиоактивной пыли при проведении монтажных операций на КЭУ-2.

5) По предварительным результатам исследований типа соединения при ингаляции аэрозолей КЭУ-1 и аффинажного стенда во всех пробах преобладают медленно-растворимые соединения с вкладом от 76% до 94%.

6) В результате сравнения временной динамики счетной концентрации аэрозольных частиц в оперзоне и ремзоне КЭУ-1 с динамикой объемной активности в стационарных точках обнаружен довольно высокий коэффициент корреляции в диапазоне 0,41 – 0,49 между динамикой ОА в точках о/з 3 и р/з 1 и счетной концентрацией в каналах 5 и 10 мкм. Данный результат во многом может быть обусловлен операцией дробления нитридных шашек, выполняемой вручную в боксе 29, что может приводить к подъему грубодисперсных аэрозолей с наружных поверхностей боксов (как в операторской, так и ремзоне) в результате сильных механических воздействий (ударов по пестику в ступке).

7) Аэрозольные частицы присутствуют в виде индивидуальных частиц или плотных агрегатов размером от 0,5 до 5 мкм, в виде конгломератов на основе оксидов (или карбонатов) кремния, железа, кальция, магния, титана, алюминия, содержащих включения (от 200 до 400 нм) или индивидуальные частицы (20-200 нм) предположительно оксида урана.

8) В пробах обнаружено гораздо большее число урансодержащих частиц. Так, например, в пробе SH-SKC4 (ремзона КЭУ-1) обнаружено 12 урансодержащих частиц, только в пяти из которых выявлен плутоний. Элементный состав определяется наличием U (63-86%), Pu (5-10%) и O (9-47%), другие элементы Fe, Na,S, N, P содержаться в гораздо меньшем количестве не превышающем 2-8%.

9) Уран в аэрозольных частицах находится в виде включений скоплений частиц или индивидуальных частиц (отмечены на микрофотографиях) как на поверхности конгломерата, так и в приповерхностных слоях внутри. Размер скоплений частиц составляет от 200 до 400 нм, размер индивидуальных частиц – от 20 до 200 нм. Размер конгломератов составляет до 5 мкм.

10) Результаты проведенных исследований показывают, что реакционные свойства твердых частиц нитридов урана, плутония и их смесей зависят от многих факторов: размеров частиц; среды, в которой находятся частицы; влажности атмосферы; химического состава продуктов и многих других производственных факторов, которые необходимо учитывать при оценке степени радиационной опасности.

11) В результате исследований морфологических и структурных характеристик частиц аэрозолей СНУП топлива установлено, что в пробах аэрозолей ремонтной зоны КЭУ-1, большинство частиц является конгломератами размером от 0,5 до 5 мкм, содержащих включения (от 200 до 400 нм) или индивидуальные частицы (20-200 нм) смешанного оксида урана-плутония, либо оксида урана как на поверхности конгломерата, так и в приповерхностных слоях внутри. Наблюдаются и плотные индивидуальные частицы смешанного оксида урана-плутония, содержащие в своем составе 3% азота, размером 1,1 мкм неправильной формы.

12) Аэрозольные частицы операторской зоны представляют собой:

- агрегаты неправильной формы (1 мкм), состоящие из округлых частиц размером 200 – 250 нм оксида урана, в составе которого присутствуют примеси серы, кальция и цинка;
- конгломераты размером 4 мкм из частиц сульфата кальция и частиц на основе железа, поверхность которых загрязнена ураном.

# 5 Оценка риска и обоснование требований по проведению медицинского наблюдения персонала

## 5.1 Оценка риска отдаленных последствий

Оценка риска для здоровья персонала предусматривает выполнение следующих этапов:

– Этап 1. Идентификация канцерогенной опасности в зависимости от этапов технологического процесса.

– Этап 2. Установление зависимости доза-эффект (ЗДЭ).

– Этап 3. Оценка канцерогенного воздействия и сравнительная оценка с установленным уровнем приемлемости.

Все сложные проблемы развития и применения средств оценки риска связаны с особенностями изучаемых эффектов. Эти особенности связаны с:

– не специфичностью;

– латентностью;

– малым объемом выборки;

– возможной зависимостью от уровня спонтанных заболеваний или смертности;

– фрагментностью имеющейся фактической информации по эффектам воздействия.

На первом этапе выполняется обзор ситуации с канцерогенной опасностью, определяются цели и постановка задач оценки опасности и типа оценки риска (монофакторная, многофакторная, интегральная).

В нашем случае многофакторная опасность, где необходимо учитывать уровень воздействия с учетом особенностей этапов технологического процесса, рассмотренного в главах 3-4.

Как уже отмечалось, наибольшие проблемы при оценке риска возникают при выборе модели ЗДЭ.

Попытка развития этой модели предпринимались разными национальными и международными организациями на протяжении последних десятков лет (JCRF, НКРЗ разных стран, BEIR IV-VII USA, ERA, USA и др.) по мере появления новых сведений по биологическим и эпидемиологическим исследованиям эти модели усовершенствовались в сторону более адекватного описания.

Следует подчеркнуть, что до настоящего времени нет единых согласованных со всеми участниками рабочих групп моделей. Поэтому между моделями различных разработчиков имеются существенные различия как в установлении зависимости от

параметров моделей, так и в выборе соотношения между мультипликативными и аддитивными зависимостями от спонтанных эффектов.

Материалы, приведенные в работе [96], явились исходными данными для проведения предварительной оценки доз внешнего облучения персонала при производстве СНУП топлива на экспериментальных установках КЭУ-1 и КЭУ-2.

Оценки эффективной дозы внешнего облучения персонала определялись на основании результатов дозиметрического контроля рабочих мест и индивидуального дозиметрического контроля. Согласно [115] при наличии результатов измерения мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) на рабочем месте эффективную дозу внешнего облучения $E^{\text{ВНЕШ}}$, мЗв, следует рассчитывать по формуле

$$E^{\text{ВНЕШ}} = 0{,}001 \times \sum_k \dot{H}^*(10)_k \times \Delta t_k \qquad (5.1)$$

где $\Delta t_k$ – длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней МАЭД $\dot{H}^*(10)_k$ , мкЗв/ч.

Поскольку производство экспериментальное, значения $\Delta t_k$ – жестко не установлены и варьируют в широких пределах. Кроме того, как показали исследования динамики накопления индивидуального эквивалента дозы индивидуальными дозиметрами, регистрирующими результаты измерений на внутреннюю память, характер работы на ряде операций в соответствии с особенностями применяемой опытной технологии является периодическим: например, на операции прессования 10-20 минут облучения сменяются перерывами на 10-20 минут. Таким образом, достоверно определить действительные или хотя бы оценочные значения $\Delta t_k$ не представляется возможным. Значения $\dot{H}^*(10)_k$ существенно варьируют в зависимости от выполняемой операции (до двух порядков), что не позволяет принять $\Delta t_k$ равными или определить оценку «сверху» для значения $E^{\text{ВНЕШ}}$ (такая оценка будет несостоятельна).

Данных недостатков лишен метод индивидуального дозиметрического контроля, поэтому всем работникам экспериментальной установки выдавались дозиметры различных типов: термолюминесцентный гамма-нейтронный дозиметр ДВГН-01, термолюминесцентный кожный дозиметр МКД тип Б, электронный прямопоказывающий дозиметр EPD-N2 и электронный накопительный дозиметр гамма и рентгеновского излучения DIS-1. Прогноз значений эффективных и эквивалентных доз в случае круглогодичной занятости персонала проводился по формуле

$$H = \frac{1700}{k \times \Delta T} \times \sum_{k} \left[ \mathrm{H}_p(\mathrm{d})_k - \mathrm{H}_p(\mathrm{d})_{\text{фоновый}} \right] \quad (5.2)$$

где $\Delta T$ – длительность рабочего времени, в течение которого работник носил дозиметр, часы; $k$ – количество работников участвующих в исследованиях, $\mathrm{H}_p(\mathrm{d})_k$ – значение индивидуального эквивалента дозы, накопленной дозиметром k-го работника, мЗв, $\mathrm{H}_p(\mathrm{d})_{\text{фоновый}}$ – показания фонового дозиметра, экспонировавшегося в месте хранения дозиметров в нерабочее время, мЗв.

По итогам анализа и обобщения полученных данных о закономерностях формирования полей фотонного и нейтронного излучения на рабочих местах персонала КЭУ-1 и КЭУ-2, подробно изложенных в [96], выполнены предварительные оценки дозы внешнего облучения, представленные в Таблице 5.1.

Эти значения могут меняться. При использовании в качестве сырья для изготовления СНУП-топлива облученных ядерных материалов, уровни гамма-нейтронного облучения персонала ожидаются значительно выше и будут отличаться от представленной в статье картины.

Таблица 5.1 - Оценки дозы внешнего облучения персонала КЭУ-1 и КЭУ-2 на рабочих местах

| Облучаемый орган | Среднее значение индивидуальной эффективной/эквивалентной дозы | |
|---|---|---|
| | за смену, мкЗв/(6 час) | за год, мЗв/год |
| Все тело, гамма-излучение | $7{,}4^{@} \pm 1{,}5^{\$}$ | $2{,}1^{@} \pm 0{,}4$ |
| Все тело, нейтронное излучение | $1{,}5^{@} \pm 0{,}3$ | $0{,}4^{@} \pm 0{,}1$ |
| Хрусталик глаза | $8{,}0^{\#} \pm 1{,}8$ | $2{,}3^{\#} \pm 0{,}5$ |
| Кожа лица | $10^{\#} \pm 2$ | $2{,}7^{\#} \pm 0{,}6$ |
| Гонады | $12^{\#} \pm 5$ | $3{,}4^{\#} \pm 1{,}3$ |
| Кожа кистей рук | $680^{\#} \pm 180$ | $190^{\#} \pm 50$ |

$^{@}$ – эффективная доза; $^{\#}$ – эквивалентная доза; $^{\$}$ – оценка стандартного отклонения.

### 5.2 Оценка доз внутреннего облучения

В предыдущих главах показано, что суммарная активность альфа-излучающих нуклидов в пробах аэрозолей определяется $^{239}$Pu $^{240}$Pu (более 80%). Во всех пробах выявлено преобладание медленно-растворимых соединений, их вклад находится в диапазоне (76-86) %. Наличие быстрорастворимых соединений (9-12) % может быть обусловлено особенностями морфологии и дисперсного состава частиц. Исследования дисперсного распределения аэрозолей выполнены для различных условий работы (наработка СНУП топлива, период профилактических и ремонтных работ) и разных

рабочих мест. Установлено, что типовым является бимодальное распределение аэрозольных частиц. Так, например, в операторской зоне КЭУ-1 при наработке СНУП топлива значение активностного медианного аэродинамического диаметра (АМАД) субмикронной фракции составило 400 нм с вкладом в объемную активность (ОА) 37%, а значение АМАД грубодисперсной фракции, вероятно, обусловленное операциями прессования и дробления, составило более 9 мкм. Исследования морфологических и структурных характеристик показали, что большая часть исследованных частиц являются агрегатами на основе оксида урана и конгломератами на основе оксидов кремния, кальция, железа, алюминия, магния и др., которые содержат субмикронные включения индивидуальных уран-содержащих частиц или их агрегатов, средний размер которых составляет порядка 100 нм. Средний размер агрегатов и конгломератов, содержащих уран, варьирует от 0,46 до 9,9 мкм. При ингаляционном поступлении и последующем взаимодействии с жидкостями тела данные конгломераты наноструктурированных частиц могут распадаться на индивидуальные частицы. В этом случае, несмотря на присутствие в воздухе рабочей зоны грубодисперсных аэрозолей, внутреннее облучение будет определяться частицами субмикронного и, возможно, нанометрового диапазона. По итогам совокупных исследований аэрозольных частиц сделан вывод, что сложный морфологический и дисперсный состав в совокупности со сложным химическим составом, обусловленным процессами старения аэрозолей, может привести к кардинальному отличию процессов биокинетики СНУП аэрозолей в организме человека, процесса дозообразования и, следовательно, большей степени радиологической опасности по сравнению с принятыми в моделях МКРЗ для U и Pu.

Текущие результаты исследований свидетельствуют о существенной зависимости реакционных свойств аэрозолей от многих факторов. Среди этих факторов: размеры частиц, среда, в которой находятся частицы, влажность атмосферы, химический состав продуктов и др.

Поскольку значения дозовых коэффициентов для ингаляционного поступления аэрозолей СНУП топлива отсутствуют, оценочные расчеты в предположении одинакового радиационного воздействия оксидов и нитридов урана и плутония на человека дают относительно низкие значения текущих годовых ожидаемых эффективных доз облучения персонала КЭУ – в районе одного мЗв.

Вместе с тем, необходимо учитывать, что зачастую в практике дозиметрического контроля внутреннего облучения имеет место несовпадение оценок, получаемых с

использованием биофизических методов, с оценками, получаемыми в результате дозиметрического контроля рабочих мест (ДКРМ, группового контроля). Исходя из того, что данное исследование носило пилотный характер, в дальнейшем необходимо проведение специальной работы по согласованию между собой методических аспектов этих взаимодополняющих друг друга подходов с целью получения при их использовании непротиворечивых результатов[96, 97].

**5.3 Прогноз радиационных рисков**

При дозах облучения менее 1 Зв радиационный риск, т.е. вероятность радиационно-индуцированного случая заболевания или смерти [116], хорошо оценивается величиной пожизненного атрибутивного риска (*LAR,* от англ. Lifetime Attributable Risk) [117, 118].

В работе [119] показано, что если человек облучался неоднократно, в разных возрастах, то величину *LAR* следует рассчитывать по формуле:

$$LAR(s,e,g_1,\dots,g_n,d_1,\dots,d_n) = \frac{1}{DDREF}\cdot\sum_{a=e}^{a_{max}}\left[\frac{S(s,a)}{S(s,e)}\cdot EAR(s,a,g_1,\dots,g_n,d_1,\dots,d_n)\right], \quad (5.3)$$

где *EAR* – избыточная абсолютная интенсивность радиационного риска (от англ.: Excess Absolute Rate); *S* – функция дожития; *s* – пол; *e* – достигнутый возраст (здесь и далее – в годах); *a* – возраст дожития; $g_1,\dots,g_n$ – возраста на момент облучения и $d_1,\dots,d_n$ – соответствующие годовые эквивалентные дозы облучения в органах и тканях, Зв; *n* – число годовых облучений; *DDREF* – коэффициент эффективности дозы и мощности дозы; $a_{max}$ = 100 лет – максимальный возраст дожития; формулы для вычисления *EAR* используются в соответствии с рекомендациями МКРЗ [118]; DDREF=2 для солидных ЗНО и DDREF=1 для лейкозов, так же в соответствии с рекомендациями МКРЗ [118].

Другой часто используемой метрикой пожизненного радиационного риска является пожизненная атрибутивная доля радиации в этиологии рассматриваемого случая заболевания или смерти (*LARF*, от англ. Lifetime Attributable Risk Fraction) [117, 120].

$$LARF = \frac{LAR}{LAR+LBR}\cdot 100\%, \quad (5.4)$$

где *LAR* определяется выражением (3), а *LBR* (от англ. Lifetime Baseline Risk) – величина пожизненного фонового (не связанного с облучением) риска, вычисляется по следующей формуле:

$$LBR(s,e) = \sum_{a=e}^{a_{max}}\lambda_0(s,a)\cdot\frac{S(s,a)}{S(s,e)}, \quad (5.5)$$

в которой $\lambda_0$ – фоновый (не связанный с облучением) показатель риска; остальные обозначения – такие же, как в формуле (5.3).

В контексте данной работы величины *LAR* (3) и *LARF* (4, 5) вычислялись для радиационно-обусловленных случаев смерти от злокачественных новообразований (ЗНО).

Используя определения пожизненных рисков (3-5) и оценки доз внешнего облучения всего тела, приведенные в Таблице 5.1, можно рассчитать величины *LAR* и *LARF* для персонала КЭУ-1 и КЭУ-2. На Рисунках 5.1-5.2 приведены прогнозные значения *LAR* смертности от ЗНО, в зависимости от пола и возраста персонала на начало облучения, для сценариев годового облучения и при ежегодном облучении, соответственно[97].

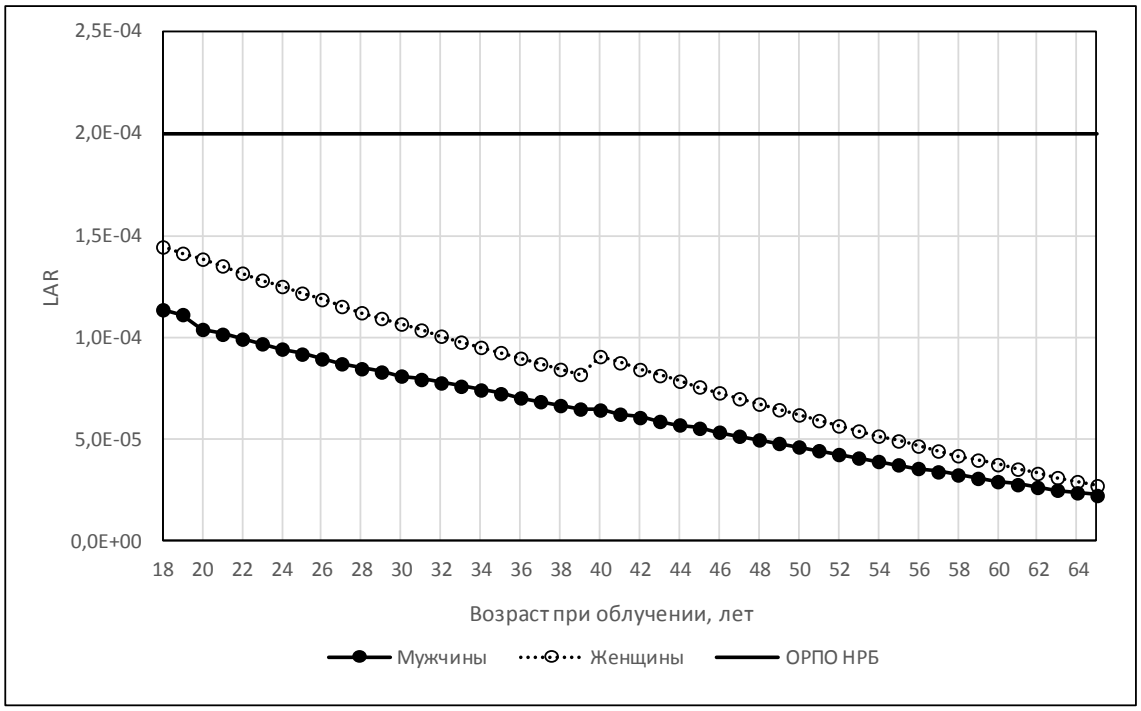



Рисунок 5.1 – Прогнозные значения пожизненного атрибутивного риска (LAR) смертности от ЗНО, в зависимости от пола и возраста персонала на начало облучения, после годового внешнего гамма облучения в дозе 2,1 мЗв год-1 и годового внешнего нейтронного облучения в дозе 0,4 мЗв год-1; ограничение ОРПО= 2×10-4 год-1, в соответствии с НРБ-99/2009 [53].

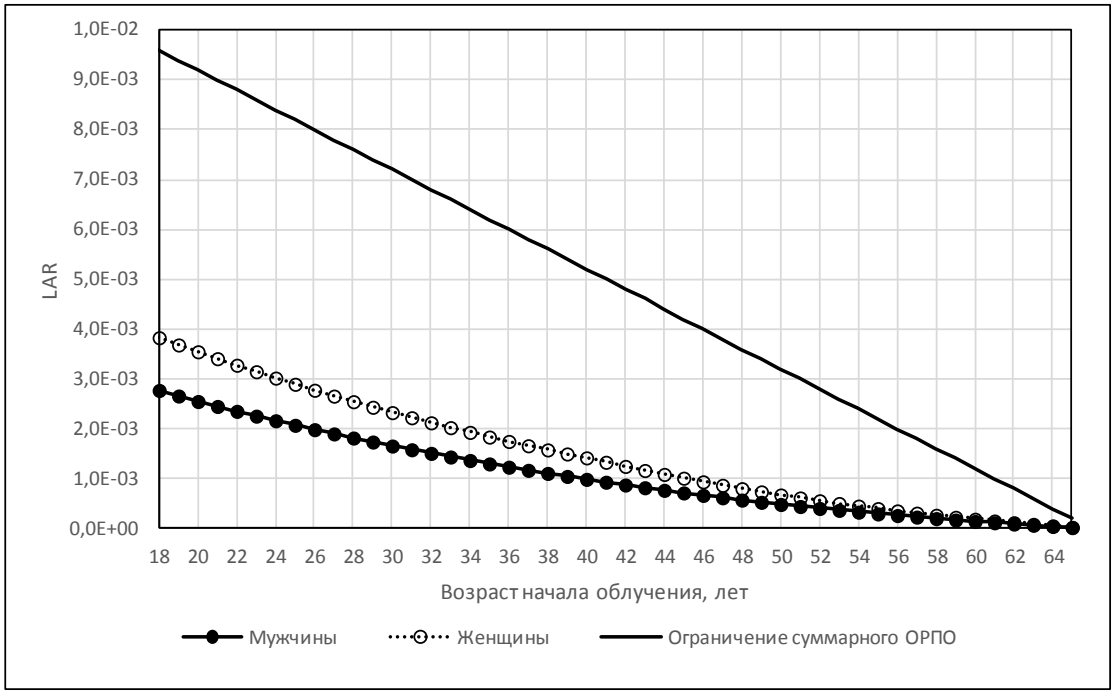



Рисунок 5.2 – Прогнозные значения пожизненного атрибутивного риска (*LAR*) смертности от ЗНО, в зависимости от пола и возраста персонала на начало облучения, при ежегодном внешнем гамма облучении в дозе 2,1 мЗв год$^{-1}$ и внешнем нейтронном облучении в дозе 0,4 мЗв год$^{-1}$; ограничение суммарного ОРПО= $2\times10^{-4}$ год$^{-1}\times$[прогнозируемое число лет облучения]

Значения *LAR* на Рисунке 5.1 (для сценария однократного годового облучения) соответствуют понятию НРБ-99/2009 обобщенного риска для ситуаций потенциального облучения («произведение вероятности события, приводящего к облучению, и вероятности смерти, связанной с облучением» [53]). Согласно НРБ-99/2009 [53], ограничение обобщённого риска потенциального облучения (ОРПО) составляет $2\times10^{-4}$ год$^{-1}$. Максимальным приращением *LAR* за счёт годового облучения характеризуется женский персонал в возрасте 18 лет на начало облучения, для которого приращение *LAR*= $1{,}45\times10^{-4}$ год$^{-1}$, что существенно ниже ограничения ОРПО= $2\times10^{-4}$ год$^{-1}$ (в 1,37 раза).

Значения *LAR* на Рисунке 5.2 (для сценария ежегодного облучения) следует сопоставлять с граничной суммарной величиной ОРПО (за счёт ежегодного максимального прироста $2\times10^{-4}$ год$^{-1}$), накопленной за прогнозируемый период облучения. Последний можно оценить, как прогнозируемое число лет облучения персонала от определённого возраста на начало облучения до возраста 65 лет включительно. Ограничение суммарного ОРПО, равное $2\times10^{-4}$ год$^{-1}\times$[66 лет – возраст на начало облучения], представлено на рисунке 5.2 прямой линией «Ограничение суммарного ОРПО». Все прогнозные значения *LAR* для персонала КЭУ-1 и КЭУ-2 существенно

меньше этого ограничения суммарного ОРПО, минимум в 2,5 раза: максимальная величина граничного суммарного ОРПО=$9{,}6\times10^{-3}$, в то время как для женского персонала возраста 18 лет на начало облучения, имеющего максимальные радиационные риски, суммарный *LAR*=$3{,}8\times10^{-3}$. Для остальных возрастов отношение радиационного риска персонала к граничному значению ещё меньше.

На Рисунке 5.3 приведены прогнозные значения *LARF* смертности от ЗНО, в зависимости от пола и возраста персонала на начало облучения, при ежегодном облучении. МАГАТЭ [120] характеризует контрольный уровень МЗР величиной *LARF*=5%, при условии накопленных индивидуальных доз облучения в среднем 100 мЗв и объёме наблюдений за когортой порядка 4 млн. чел.-лет. Последнее число соответствует продолжительности наблюдения 50 лет за когортой 80 тыс. человек. Показано, что с уменьшением числа чел.-лет наблюдения в когорте, МЗР увеличивается [121]. Все прогнозные значения *LARF* на Рисунке 5.3 существенно меньше МЗР *LARF*=5%, а максимальное значение *LARF*=2,8% достигается для женского персонала в возрасте 18 лет на начало облучения. Это означает, что для персонала КЭУ-1 и КЭУ-2 риски ЗНО, обусловленные существующими полями излучений на рабочих местах, невозможно выявить даже при его пожизненном медицинском наблюдении [97].

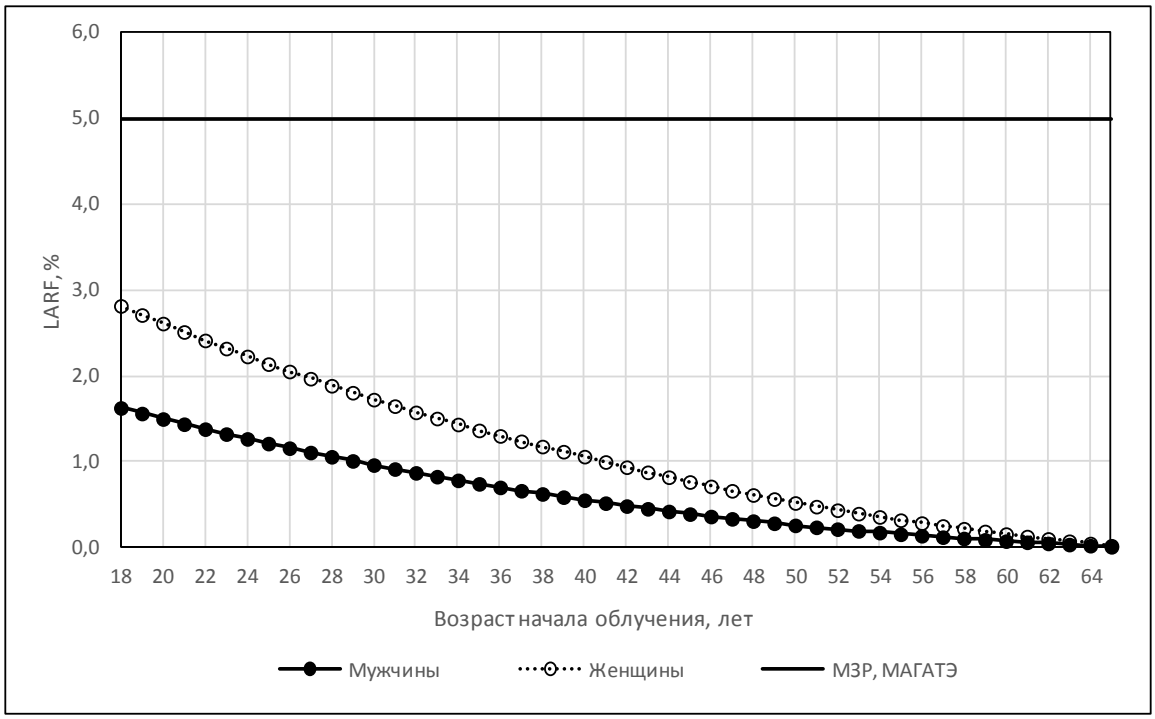



Рисунок 5.3 – Прогнозные значения пожизненной атрибутивной доли радиации (*LARF*, %) в смертности от ЗНО, в зависимости от пола и возраста персонала на начало облучения, при ежегодном внешнем гамма облучении в дозе 2,1 мЗв год$^{-1}$ и внешнем нейтронном облучении в дозе 0,4 мЗв год$^{-1}$. Минимально значимый риск (МЗР, МАГАТЭ): *LARF*=5%

В данном исследовании пожизненный радиационный риск (*LAR*) персонала за счёт внешнего гамма и нейтронного облучения всего тела на рабочих местах КЭУ-1 и КЭУ-2 (суммарно в дозе 2,5 мЗв за год), как минимум, в 1,37 раза меньше, чем ограничение ОРПО= $2\times10^{-4}$ год$^{-1}$, установленное НРБ-99/2009 [53]. Это справедливо для женского персонала в возрасте 18 лет (*LAR*= $1{,}45\times10^{-4}$ год$^{-1}$), и оставшаяся дозовая квота до достижения ограничения ОРПО= $2\times10^{-4}$ (например, ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения) для этой группы персонала не должна превышать 0,96 мЗв. Для мужского персонала в возрасте 18 лет *LAR*= $1{,}14\times10^{-4}$ год$^{-1}$, и оставшаяся дозовая квота до достижения ограничения ОРПО= $2\times10^{-4}$ составляет уже 1,9 мЗв. С увеличением возраста оставшаяся дозовая квота по потенциальному облучению увеличивается, вплоть до 15 мЗв и 20 мЗв для женщин и мужчин, соответственно [97].

Ограничение по суммарному ОРПО за всё время работы персонала, с максимальным значением $9{,}6\times10^{-3}$ (рисунок 5.2) является производным от ограничения на прирост ОРПО=$2\times10^{-4}$ год$^{-1}$ за счёт годового облучения, установленного НРБ-99/2009 [53]. Для исследованной ситуации ежегодного облучения, с увеличением возраста персонала оставшаяся дозовая квота (до достижения контрольного уровня риска, отображённого на рисунке 5.2 прямой линией) уменьшается, но не становится меньше 15 мЗв.

После воздействия ионизирующей радиации в облучённой когорте можно наблюдать увеличение частоты случаев возникновения ЗНО, которое проявляется спустя длительное время (годы) после облучения [116]. Такой эффект является стохастическим (имеет вероятностную природу) и при малых дозах облучения (менее 0,2 Гр) является основным долговременным медицинским последствием действия ионизирующей радиации. Для целей прогноза принимается, что риск возникновения радиационно-обусловленных ЗНО прямо пропорционален дозе облучения, в том числе, и при сколь угодно малых дозах облучения [116, 118].

Однако, из-за стохастической природы радиационного риска и из-за того, что радиационно-обусловленные случаи ЗНО не являются непосредственно наблюдаемыми, для каждой облучённой когорты существует минимальный обнаружимый радиационный риск (ниже которого нельзя доказать связь между облучением и частотой ЗНО). Наиболее универсальной метрикой для выражения минимально обнаружимого радиационного риска является *LARF*. Величина *LAR* существенно зависит от эпидемиологических характеристик популяции, представителями которой являются члены изучаемой когорты, в то время как величина *LARF* является более устойчивой при переносе прогноза риска

между разными популяциями [117]. Поэтому контрольный уровень МЗР, выраженный через *LARF* и полученный на одной когорте, можно использовать как контрольную характеристику радиационных рисков и в других когортах, похожих по уровню накопленных индивидуальных доз облучения и по прогнозируемому числу чел.-лет наблюдения. В проведенном исследовании прогноз накопленных за время работы индивидуальных доз внешнего облучения персонала может достигать 120 мЗв, т.е. соответствует уровню доз, для которого определялся МЗР МАГАТЭ в виде *LARF*=5% [120]. Размер же когорты персонала КЭУ крайне мал. Учитывая, что для исследованной ситуации облучения максимальная величина *LARF*=2,8% (для женщин 18-ти лет), значимые риски ЗНО, обусловленные облучением, нельзя будет установить, даже если весь персонал Госкорпорации «Росатом» будет облучаться в таких условиях и будет находиться под медицинским наблюдением пожизненно[97].

### 5.4 Обоснование требований по медицинскому наблюдению персонала

Современная система радиационной защиты в области охраны здоровья персонала направлена на недопущения детерминированных эффектов, минимизации уровней облучения и рисков стохастических эффектов.

Как показано в предыдущих главах использование нитридных уран-плутониевых соединений является новой ядерной технологией, при реализации которой возникает ряд нерешенных вопросов, касающихся:

- влияния радиационных и химических факторов на производственную среду и персонал;

- кинетики накопления и выведения СНУП топлива из организма при ингаляционном поступлении.

Приведенные в главах 3-4 фактические данные убедительно доказывают, что персонал экспериментального производства по изготовлению ЭТВС со СНУП топливом работает в условиях комплексного воздействия ненормированных источников ионизирующего излучения.

При отсутствии экспериментальных данных об особенностях радиобиологического действия новых соединений урана и плутония степень опасности от поступления их в организм персонала может быть в какой-то мере оценена на основе известных закономерностей кинетики.

В то же время из экспериментальных данных известно, что биологическое действие соединений урана и плутония носит полисистемное, полиорганное действие, степень которого различна для соединений с разной растворимостью [20, 122].

Существующая система медицинского наблюдения, ориентированная на выявление отдаленных радиационных последствий (рак), не в полной мере соответствует условиям работы экспериментального производства по изготовлению ЭТВС со СНУП топливом. Требуется специальная система наблюдений, ориентированная на контроль возможных ранних изменений в состоянии здоровья персонала вследствие воздействия имеющих место на производстве вредных и опасных факторов.

Разработка предметно-ориентированных методов раннего выявления возможных изменений в здоровье персонала, работающего с комплексом нитридных уран-плутониевых соединений СНУП топлива, является актуальной и сложной задачей, которая не может быть решена только на основании знаний общих закономерностей их метаболизма в организме животных и человека.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведена структурированная радиационно-гигиеническая и радиобиологическая оценка факторов производственной среды, влияющих на безопасность персонала КЭУ-1 и КЭУ-2.

1. Исследованы характеристики полей фотонного и нейтронного излучений, неравномерность облучения по телу персонала. Установлено, что значительный вклад в индивидуальные дозы вносят гамма - и рентгеновское излучение с энергией ниже 60 кэВ. Средний вклад при облучении рук составляет 44 – 51 %. Облучение нейтронами является равномерным. Разработаны критерии оценки степени потенциальной опасности производственного процесса на основании референтных уровней облучения. Предложены пять групп потенциальной опасности:

- безопасные и относительно безопасные процессы (взвешивание, отбраковка, выгрузка);

- относительно опасные процессы (хранение, спекание, дозирование);

- опасные процессы (смешивание);

- чрезвычайно опасные процессы (прессование шашек и таблеток).

2. По результатам исследования физико-химических свойств радиоактивных аэрозолей показано:

- основным дозообразующим радионуклидом на рабочих местах является $^{239}$Pu (до 98%) с вариаций АМАД от 2,5 мкм до 0,4 мкм;

- вклад частиц размером менее 200 нм в суммарную объемную активность может составлять до 11 %, доля экстраторакальной фракции достигает 60%-95% по активности;

- во всех пробах преобладают медленно растворимые соединения с вкладом от 76 до 94 %;

- предложена референтная модель аэрозольных частиц, определяющая наличие химически разных торакальной и экстраторакальной фракций. Торакальная фракция (менее 11 мкм) представляется наличием агломератов и конгломератов неправильной округлой формы из оксидных соединений урана и плутония. Экстраторакальная фракция (более 11 мкм) представляется крупными частицами и конгломератами содержащих СНУП вещество, покрытое оксидным слоем.

3. При ингаляционном поступлении в организм радиоактивных аэрозолей первичным депо отложения для фракции менее 4,5 мкм явится нижний отдел дыхательных путей, для экстраторакальная – ЖКТ, при различном химическом составе.

Учитывая значительно большее содержание вдыхаемого радиоактивного вещества в экстраторакальной фракции (более 11 мкм) до 60% - 95% и содержание СНУП соединения, желудочный путь депонирования радиоактивных элементов становится вполне конкурентным с легочным. Это может привести к кардинальному отличию процессов биокинетики СНУП аэрозолей и процесса дозообразования, а следовательно и степени радиологической опасности от принятых в моделях МКРЗ для ранее известных химических форм урана и плутония. Поэтому продолжение исследований радиологических и физико-химических свойств СНУП аэрозолей, их биокинетики в организме представляется крайне актуальной задачей в цепи мероприятий по обеспечению радиационной безопасности будущего производственного цикла.

4. Согласно расчетным оценкам показателей радиационных рисков, в критическую группу персонала, как при годовом облучении, так и при облучении в течение длительного времени, попадают женщины в возрасте 18 лет на начало облучения. В настоящее время женский персонал присутствует среди дозиметристов и дезактиваторщиков – профессий с ограниченным по времени характером пребывания на КЭУ. Постоянная работа женщин на установках КЭУ-1 и КЭУ-2 нецелесообразна с учетом большой вариабельности объемной активности аэрозолей и полей внешнего облучения в зависимости от проводимых технологических операций, что создает предпосылки невыполнения требований п.3.1.8 НРБ-99/2009. Разработка предметно-ориентированных методов раннего выявления возможных изменений в здоровье персонала, работающего с комплексом нитридных уран-плутониевых соединений СНУП топлива на основе установленных радиобиологических свойств, является актуальной и сложной задачей

5. Инструментально - методические подходы по оценке факторов радиационного воздействия на персонал, апробированные в данных исследованиях на КЭУ-1 и КЭУ-2 по изготовлению СНУП топлива, должны в дальнейшем использоваться для проведения аналогичных исследований при опытно-промышленной эксплуатации новых модулей фабрикации-рефабрикации СНУП топлива и реалистичной оценки доз внешнего и внутреннего облучения персонала в промышленных условиях производства.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рачков В.И., Адамов Е.О. Научно-технические проблемы ЗЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ и их решение в ПН «Прорыв». В сб. докладов отраслевой конференции по теме «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах» 11-12 октября 2018 г. г. Томск, с.6 – 15.

2. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. – М.: Минатом России, 2000. – 26 с.

3. Проект «Прорыв» – технологический фундамент для крупномасштабной ядерной энергетики / Адамов Е.О., Алексахин Р.М., Большов Л.А., Дедуль А.В., Орлов В.В., Першуков В.А., Рачков В.И., Толстоухов Д.А., Троянов В.М. // Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2015. – № 1. – с.5 – 13.

4. Ядерная энергетика с естественной безопасностью: смена устаревшей парадигмы, критерии. / Адамов Е.О., Орлов В.В., Рачков В.И., Слесарев И.С., Хомяков Ю.С. // Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2015. – № 1. – с.13 – 29.

5. Алексеев С.В., Зайцев В.А. Нитридное топливо для ядерной энергетики. Москва: Техносфера, 2013.– 240 с.

6. Handbook of refractory carbides and nitrides: properties, characteristics, processing and applications. / by H. O. Pierson, – New Jersey: Noyes Publications, 1996.– 340 p.

7. Bauer A.A. Nitride Fues: Properties and Potentials, Reactor Technology // V. 15, № 2, 1972. – P. 87-104.

8. Рогозкин Б.Д., Степеннова Н.М., Федоров Ю.Е. и др. Результаты испытаний смешанного мононитридного топлива $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ в реакторе БОР-60 до выгораний 12% тяж. ат. // Атомная Энергия.– 2011. – Т. 110.– С. 332–346.

9. Крюков Ф.Н., Никитин О.Н., Кузьмин С.В. и др. Состояние нитридного топлива после облучения в быстрых реакторах // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – С. 336–340.

10. Жерин И.И., Амелина Г.Н. Химия тория, урана, плутония. – Томск: Издательство ТПУ, 2010. – 147 с.

11. Зефиров Н.С., Кулов Н.Н. Химическая энциклопедия. Том 5. – М.: Большая Российская энциклопедия, 1999. – 783 с.

12. Физическое материаловедение. Том 6. Част 2. // под ред. Б.А. Калина. – М.: МИФИ, 2008. – 672 с.

13. Бочаров Д. Кванто-химическое моделирование процессов окисления поверхности нитридного ядерного топлива / Д. Бочаров, Д. Грязнов, Ю.Ф. Жуковский, Е.А. Котомин //XLV Школа ПИЯФ РАН. – Гатчина, 2012. – С. 1

14. Высокотемпературное ядерное топливо // под ред. Р.Б. Котельникова. – М.: Атомиздат, 1978, – 432 с.

15. Важощук А.И., Гриб К.П., Ковтуж А.М. Нитрид урана (состояние технологических разработок). Аналитически обзор. – ХФТИ АН УССР, ХФТИ 80 – 21, Харьков, 1980. – 30 с.

16. Dell R.M., Wheeler V.J., Mciver E. J. Oxidation Of Uranium Mononitride And Uranium Monocarbide. – Transactions of the Faraday Society. – 1966. – Vol. 62. – P. 3591–3606.

17. Химическая энциклопедия. Том 3. // под ред. И. Л. Кнунянц – М.: Большая Российская Энциклопедия, 1992. – 639 с.

18. Handbook of refractory carbides and nitrides: properties, characteristics, processing and applications./ by H. O. Pierson, – New Jersey: Noyes Publications, 1996. – 340 p.

19. Bridger, N.J. Research on Plutonium Nitride / N.J. Bridger, R.M. Dell . – Harwell: AERE, 1967. – 14 p.

20. Галибин Г. П., Новиков Ю. В. Токсикология промышленных соединений урана. Под ред. проф. Ю. И. Москалева. М., Атомиздат, 1976, 184 с.

21. О.С. Андреева, В.И. Бадьин, А.Н. Корнилов. Природный и обогащенный уран. Радиационно-гигиенические аспекты. М., Атомиздат, 1979

22. Рубановская А.А. Действие окиси-закиси урана в эксперименте. – В кн. Материалы по токсикологии радиоактивных веществ. Вып. 4. Под ред. А.А.Летавета, Э.Б.Курляндской. М., Атомиздат, 1965.

23. Симаков А.В. Обеспечение радиационной безопасности при реабилитации объектов СЗЦ «СевРАО» / А.В. Симаков, Н.К. Шандала, С.М. Киселев и др. // Гигиена и санитария. – 2015. - № 5. – с.10 – 16.

24. Симаков А.В. Регулирование обращения с отработавшим ядерным топливом на пункте временного хранения в губе Андреева на Кольском полуострове / Симаков А.В., Самойлов А.С., Шандала Н.К., Киселев С.М. // Медицинская радиология и радиационная безопасность. – 2017. – том 62 № 4. – с. 12 – 16.

25. Ильин Л.А. (ред.), Гуськова А.К. (ред.) и др. Радиационная медицина. Том 1 Теоретические основы радиационной медицины, Москва, 2004. – 992 с.

26. Ильин Л.А. (ред.) Радиационные поражения человека – М.; ИздАТ, 2001. Том 2. 432 с.

27. Ильин Л.А. (ред.) Радиационная медицина. Том 3. Радиационная гигиена. – М.: ИздАТ, 2002. — 608 с.

28. Ильин Л.А., Цовьянов А.Г., Шинкарев С.М., Яценко В.Н. и др. Организация санитарно-гигиенических и лечебно-профилактических мероприятий при радиационных авариях: Руководство. М.: ФГУ «ВЦМК «Защита» Росздрава», 2005. – 524 с.

29. Гуськова А.К. Основные источники ошибок в оценке пожизненного риска для здоровья людей у лиц подвергшихся воздействию ионизирующего излучения / Медицинская радиология и радиационная безопасность, 2014, Том 59, № 3. – с.26 – 31.

30. Яценко В.Н. Дозиметрические исследования при поступлении пострадавших от ионизирующего излучения в специализированную клинику / Яценко В.Н., Цовьянов А.Г., Грачев М.И. // Медицина катастроф. 2015. № 4 (92). С. 24-27.

31. Яценко В.Н. Расследование аварийного случая с нетипичным поступлением плутония и америция-241 в организм работника / Молоканов А.А., Яценко В.Н., Кухта Б.А., Бурцев С.Л., Соколова Т.Н., Кононыкина Н.Н., Максимова Е.Ю., Яценко О.В. // Медицина катастроф. 2014. № 1 (85). С. 10-11

32. Яценко В.Н. Индивидуальный мониторинг в системе радиационного мониторинга // АНРИ. 2003. № 3 (34). С. 42-43.

33. Кухта Б.А. Практика и опыт контроля внутреннего облучения в некоторых отечественных и иностранных документах / Крючков В.П., Кухта Б.А., Молоканов А.А. // АНРИ, 2006 3 (46), с. 15-20

34. Кухта Б.А. Анализ и оценка неопределенности параметров, использованных при расчетах доз внутреннего облучения от трития / Грановская Е.О., Шинкарев С.М., Кухта Б.А., Андросова А.А., Яценко В.Н. // Саратовский научно-медицинский журнал. 2013. Т. 9, № 4. С. 808–811.

35. Кухта Б.А., Кутьков В.А., Радиологические свойства радиоактивных аэрозолей, АНРИ, 2006, № 4(47), с. 2- 22

36. Архипов В.А. Аэрозольные системы и их влияние на жизнедеятельность / В.А. Архипов, У.М. Шереметьева. – Томск, 2007. – 136 с.,

37. Русанов А.А. Импакторы для определения дисперсности промышленных пылей / А.А. Русанов, С.С. Янковский. – М.: ЦНИИТЭ Энефтехим, 1970. – 41с.

38. Papastefanou C. Radioactive Aerosols: Vol. 8: Radioactivity in the Environment. – Elsevier, UK, 2008.–186 p.

39. Патент №2239815 - Каскадный импактор

40. Патент №2509375 – Импактор - фантом респираторного тракта человека.

41. Патент №2480730 - Устройство для измерения дисперсности и объемной активности аэрозольной и газовой фракций радиоактивного рутения

42. МУ 2.6.1.065-2014. «Методические указания. Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования». Утверждены Заместителем руководителя Федерального медико-биологического агентства, Главным государственным санитарным врачом по обслуживаемым организациям и обслуживаемым территориям В.В. Романовым 06.11.2014. Опубликованы в сб. «Методическое обеспечение радиационного контроля в атомной отрасли». М.: НПП «Доза», 2017, Том 2, с. 43-85.

43. А.Г. Цовьянов Моделирование и разработка импактора-фантома респираторного тракта человека / А.Г. Цовьянов, Е.А. Крамер-Агеев, Д.Е. Фертман, А.И. Ризин, А.Е. Карев, Ю.Н. Мартынюк // АНРИ. – 2013. – № 3 (74). – С. 52–60.

44. Метод и устройство для измерения объемной активности газовой и аэрозольной фракций радиоактивных аэродисперсных систем / А.Г. Цовьянов, А.Е. Карев // Саратовский научно-медицинский журнал. – 2013. – Т. 9. – № 4. – С. 821–824.

45. Применение соглашения о вдыхаемой, торакальной и респирабельной фракциях (ГОСТ Р ИСО 7708-2006) для стационарного и индивидуального контроля объемной активности радиоактивных аэрозолей на предприятиях атомной отрасли / Карев А.Е., Шинкарев С.М., Цовьянов А.Г. // АНРИ. – 2015. – № 4 (83). – С. 43–50.

46. Решение задач практической дозиметрии сложных радиоактивных газоаэрозольных смесей в контексте аварийного реагирования/ Карев А.Е., Цовьянов А.Г., Шинкарев С.М. // АНРИ. – 2016. – № 1 (84). – С. 55–59.

47. Метод определения дисперсного состава радиоактивных аэрозолей на основе инерционных разделителей / Карев А.Е., Цовьянов А.Г., Припачкин Д.А., Будыка А.К., Юзеф Хусейн Надиль // АНРИ. – 2016. – № 3 (86). – С. 57–63.

48. Метод оценки осаждения частиц радиоактивных аэрозолей в дыхательном тракте человека / Карев А.Е., Цовьянов А.Г., Кухта Б.А., Шинкарев С.М., Припачкин Д.А. // Проблемы безопасности и чрезвычайных ситуаций – 2016. – № 5. – С. – 23–31.

49. Будыка А.К., Припачкин Д.А., Цовьянов А.Г. Моделирование и экспериментальное исследование осаждения аэрозольных частиц в персональном импакторе // АНРИ. – 2009. – № 3. – С. 27–37.

50. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection / ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24 (1-3). – 1994.

51. Л. С. Рузер Радиоактивные аэрозоли - М. : Энергоатомиздат, 2001. - 230 с.

52. Dorrian M.-D. Particle size distributions of radioactive aerosols in workplaces / M.D. Dorrian, M.R. Bailey // Radiat. Prot. Dosimetry. - 1995. - V. 60. - N 2. - P.119-133.

53. СанПиН 2.6.1.2523-09 Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009: Санитарные правила и нормативы. – М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 2009, 68 стр.

54. В.Ф. Хохряков Исследование физико-химических свойств альфа-активных аэрозолей на производстве по получению и переработке плутония / Е.Е. Аладова, В.Ф. Хохряков, О.А. Бондаренко // Вопросы радиационной безопасности № 3, 2002

55. Budyka A. K. and Ogorodnikov B. I. Radioactive aerosols of the Chernobyl. Ed. by L. Ruzer and N. Harley. CRC Press, 2005. – P. 517–540.

56. Радиационный контроль аэрозолей в субмикронном диапазоне, включая наноаэрозоли. Прогноз развития / А.И. Ризин, Д.Е. Фертман, А.Г. Цовьянов, А.Е. Карев // Ядерные измерительно-информационные технологии. – 2013. – № 2 (46). – С.44–55.

57. Абрамов Ю.В., Батова З.Г., Болотникова М.Г. и др. Плутоний. Радиационная безопасность. Под общей ред. действительного члена РАМН Л.А. Ильина. М., Изд.АТ, 2005, 416 с.

58. Вострухов В.Е., Вострухов Е.И. О радиационной опасности мелкодисперсных аэрозолей на плутониевом производстве // Вопросы радиационной безопасности. – 2011. – № 1. – С. 66–70.

59. Трифонова Т.А. Экологическая безопасность наночастиц, наноматериалов и нанотехнологий: учеб. пособие / Т. А. Трифонова, Л. А. Ширкин; Владим. гос. ун-т. – Владимир: Изд-во Владим. гос. ун-та, 2009. – 64 с.

60. Храмов Е.Н. и др. Перспективы разработки технических средств контроля санитарно-гигиенических параметров воздуха рабочей зоны высокотехнологичных производств // Медицина экстремальных ситуаций. – 2017. – № 1 . – С. 89–96.

61. Глушкова А.В. Сравнительные подходы к оценке риска и гигиенического регламентирования наноматериалов в России и Евросоюзе (на примере Норвегии) / А.В. Глушкова, А.С. Радилов, С.А. Дулов, Н.С. Хлебникова // Токсикологический вестник № 6 (141) – с.31 – 46

62. Бахметьев А.М. Понятие риска и его использование в исследованиях безопасности // Атомная энергия, т.101, вып.3, сентябрь 2006, с.177 – 182.

63. Замятин А.В. Оптимизация метода многослойных фильтров для измерения дисперсности радиоактивных аэрозолей в вентиляционных выбросах АЭС / Замятин А.В., Привалов И.А. // Информатика и технологии. инновационные технологии в промышленности и информатике (РНТК ФТИ-2018) – с.28-31.

64. Корнева Е.А. Современные методы контроля внутреннего облучения персонала, работающего с открытыми источниками ионизирующего излучения. Электронный ресурс, 03.11.2018. *nsrus.ru/files/ppt/news/fr17/4-5-Korneva.pdf.*

*65.* Богданов И.М,. Зайцев Е.П,. Овчинников А.В, Кривошеин Д.Д., Изместьев К.М. Организация системы контроля и вопросы медико-санитарного сопровождения персонала в условиях поступления радионуклидов плутония и америция через поврежденные кожные покровы // Медицина экстремальных ситуаций. – 2018. – № 1. – С. 86–93.

66. МУ 2.6.5.029-2016. Методические указания «Индивидуальный дозиметрический контроль при раневом поступлении плутония и америция. Общие требования». Утверждены Заместителем руководителя Федерального медико-биологического агентства, Главным государственным санитарным врачом ФМБА России В.В. Романовым 18.05.2016. Опубликованы в сб. «Методическое обеспечение радиационного контроля в атомной отрасли». М.: НПП «Доза», 2017, Том 3, с. 51-79.

67. Беляев И.К., Жорова Е.С., Калистратова В.С., Нисимов П.Г., Парфенова И.М., Тищенко Г.С., Яценко В.Н. Радиоактивные вещества и колотые раны // Медицина экстремальных ситуаций. – 2011. – № 1. – С. 41–52.

68. Щадилов А. Е. Обмен плутония при поступлении через повреждённую кожу человека с учётом влияния ДТПА-терапии: диссертация кандидата биологических наук : 03.01.01 / Щадилов Анатолий Евгеньевич. – Москва, 2010. – 137 с.

69. МУК 2.6.1.059–2004. Методика выполнения измерений активности урана спектрометрическим методом после экстракционно-хроматографического выделения из проб мочи. Методические указания по методам контроля. – М.: ФГУП ГНЦ-ИБФ, 2005. – 28 с.

70 МУ 2.6.5.027-2016. Методические указания «Контроль ингаляционного поступления радионуклидов в организм персонала на плутониевых производствах». Утверждены Заместителем руководителя Федерального медико-биологического агентства, Главным государственным санитарным врачом ФМБА России В.В. Романовым 18.05.2016. Опубликованы в сб. «Методическое обеспечение радиационного контроля в атомной отрасли». М.: НПП «Доза», 2017, Том 3, с. 19-50.

71. Иваненко Н.Б., Наволоцкий Д.В., Иваненко А.А., Соловьев Н.Д., Блаженникова И.В. Определение урана в моче методом масс-спектрометрии высокого разрешения с индуктивно связанной плазмой // www.medline.ru – Том 13. – Токсикология. – 12 сентября 2012. – С. 871–879.

72. Новиков А.П. Мембранные и экстракционно-хроматографические методы выделения, разделения и концентрирования трансурановых элементов в радиохимическом анализе объектов окружающей среды / Новиков Александр Павлович: Дис. д-ра хим. наук: 02.00.14. – Москва, 2004. – 237 с.

73. Куляко Ю.М. Выделение, разделение и определение актинидов: новые подходы и методы / Куляко, Юрий Михайлович: Дис. доктора хим. наук: 02.00.14. – М., 2006. – 196 с.

74. Шумилова Ю.В. Выделение америция-241 из диоксида плутония с применением высококонцентрированного озона и фосфорсодержащих сорбентов: Дис. кандидата хим. наук : 02.00.14. – М., 2012.– 119 с.

75. Опыт разработки референтных материалов для создания стандартных образцов состава мочи, содержащей токсичные металлы / А.М. Малов, В.К. Сибиряков, Р.К. Глушков, Р.И. Глухова, М.В. Марченко, Н.Б. Иваненко // Электронный журнал Medline.ru. – 2017.– Т.18.– С. 237–246.

76. RU 2647837C1, 19.03.2018

77. Хохряков В.Ф., Суслова К.Г., Цевелева И.А. и др. Объективный способ классификации альфа-активных аэрозолей для целей дозиметрии внутреннего облучения // Мед. радиол. и радиац. безопасность.1998. № 4. С. 41–45.

78. Методическое обеспечение радиационного контроля в атомной отрасли, том 5, 2018 – с. 192.

79. RU 2664756 C1, 22.08.2018.

80. RU 2628875 C1, 22.08.2017.

81. RU 2613594 C1, 17.03.2017.

82. RU 2390800 C2, 27.05.2010.

83. RU 2351953 C1, 10.04.2009.

84. RU 2040016 C1, 20.07.1995.

85. RU 619021 A1, 10.01.2000.

86. R U 513563 A1, 10.04.2000.

87. Norio Tsujimura Neutron Spectra Measurements at JAEA MOX Fuel Facility / Norio Tsujimura, Tadayoshi Yoshida, Naoki SAGAWA // Progress in Nuclear Science and Technology, vol.1, p.154 - 157 (2011)

88. F. Palacios Neutron Dosimetry and Neutron Spectrum Unfolding Using Neural Networks / F. Palacios, V. M. Hernández-Dávila, R. Méndez, M.P. Iñiguez // 11th International Congress of the International Radiation Protection Association, 2004.

89. TSUJIMURA, N., et al., "Performance test of the electronic personal neutron dosemeter in neutron fields simulating workplaces of MOX fuel fabrication facilities", Proceedings of 12th Int. Congress of Int. Radiat. Prot. Asso. (IRPA12), Buenos Aires (2008) (CD-ROM).

90. H. Schuhmacher Evaluation of individual dosimetry in mixed neutron and photon radiation fields (evidos). Part II: conclusions and recommendations /H. Schuhmacher,D. Bartlett, T. Bolognese-Milsztajn // Radiation Protection Dosimetry (2007), Vol. 125, No. 1–4, pp. 281–284

91. T. Haninger Field calibration of a TLD albedo dosemeter in the high-energy neutron field of CERF /T. Haninger, P. Kleinau and S. Haninger // Radiation Protection Dosimetry (2016), pp. 1–7

92. Л. Тот Карбиды и нитриды переходных металлов, Мир, 1974 – 294 с.

93. Калистратова В.С., Беляев И.К., Жорова Е.С., Парфенова И.М., Тищенко Г.С. Радиобиология инкорпорированных радионуклидов. Под ред. В.С. Калистратовой. Изд. 2-е, переработанное. ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России. 2016-556с.

94. Цовьянов А.Г. Дисперсность, морфология и элементный состав аэрозольных частиц на производстве смешанного нитридного уран-плутониевого топлива / Цовьянов А.Г., Шинкарев С.М., Коренков И.П., Карев А.Е. // Медицинская радиология и радиационная безопасность. – 2020/ - том 65, № 3. – с. 59-65

95. Попченко М.Р., Цовьянов А.Г., Шинкарев С.М., Симаков А.В., Клочков В.Н., Коренков И.П. Радиационно-гигиеническое сопровождение работ с нитридным топливом для реакторов на быстрых нейтронах: проблемы, достижения и перспективы. Исходная позиция. Медицина труда и промышленная экология. 2021;61(9), с. 558-566.

96. Ильин Л.А., Самойлов А.С., Цовьянов А.Г., Шинкарев С.М. и др. Радиационно-гигиенические исследования экспериментального производства смешанного нитридного уран-плутониевого топлива на АО «СХК». Часть 1: Методы и результаты. Медицинская радиология и радиационная безопасность. – 2021, 66, № 5, с. 23-32.

97. Ильин Л.А., Самойлов А.С., Цовьянов А.Г., Шинкарев С.М. и др. Радиационно-гигиенические исследования экспериментального производства смешанного нитридного уран-плутониевого топлива на АО «СХК». Часть 2: Дозы и риски Медицинская радиология и радиационная безопасность. – 2022 - том 67, № 1. – с. 39-45

98. МУК 2.6.1.08 - 2004 Определение характеристик распределения радиоактивного аэрозоля по размерам.

99. ФР.1.31.2016.23130 Определение характеристик распределения радиоактивного аэрозоля по размерам с помощью импактора-фантома респираторного тракта человека.

100. Будыка А.К., Борисов Н.Б. Волокнистые фильтры для контроля загрязнения воздушной среды. М., ИздАТ, 2008. -360 с.

101. Методика измерений активности гамма-излучающих радионуклидов в счетных образцах с применением полупроводникового гамма-спектрометра CANBERRA с программным обеспечением LabSOCS (свидетельство об аттестации методики измерений №504/210-(01.00250-2008)-2014.

102. МВИ № 71-U-B/99-03 Методика выполнения измерений объемной активности изотопов урана (234, 238) в природных водах с минерализацией до 5 г/дм$^3$ альфа-спектрометрическим методом с радиохимической подготовкой. Свидетельство об аттестации № 49090.3Н628.

103. МВИ № 47-Pu-B/99-03 Методика выполнения измерений объемной активности изотопов плутония (239+240, 238) в природных водах с минерализацией до 5 г/дм$^3$ альфа-спектрометрическим методом с радиохимической подготовкой. Свидетельство об аттестации № 49090.3Н622.

104. МВИ № 70-Th-B/03 Методика выполнения измерений объемной активности изотопов тория (232, 230, 228) в природных водах с минерализацией до 5 г/дм$^3$ альфа-спектрометрическим методом с радиохимической подготовкой. Свидетельство об аттестации 49090.3Н625.

105. НАЦИОНАЛЬНЫЙ СТАНДАРТ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ГОСТ Р 54597— 2011/ISO/TR 27628:2007 ВОЗДУХ РАБОЧЕЙ ЗОНЫ Ультрадисперсные аэрозоли,

аэрозоли наночастиц и наноструктурированные частицы. Определение характеристик и оценка воздействия при вдыхании. Москва, Стандартинформ, 2012.

106. Fleischer R.L. On the "dissolution" of respirable $PuO_2$ particles // Health Physics. – 1975. – V. 29 (July). – P. 69–73.

107. NCRP REPORT No. 176 Radiation Safety Aspects of Nanotechnology (2017), 255 p.

108. ETTINGER, H.J., MOSS, W.D. and JOHNSON, L.J. (1972). “Size selective sampling for plutonium-238,” Health Phys. 23(1), p.41–46.

109. NEWTON, G.J., HOOVER, M.D., BARR, E.B., WONG, B.A. and RITTER, P.D. (1987). “Collection and characterization of aerosols from metal cutting techniques typically used in decommissioning nuclear facilities,”Am. Ind. Hyg. Assoc. 48(11), p. 922–932.

110. DORRIAN, M.D., BAILEY, M.R. (1995). “Particle size distributions of radioactive aerosols measured in workplaces,” Radiat. Prot. Dosim. 60(2), p. 119–133.

111. ELDER, J.C., GONZALES, M. and ETTINGER, H.J. (1974). “Plutonium aerosol size characteristics,” Health Phys. 27(1), 45–53.

112. HEID, K.R. and FUQUA, P.A. (1974). “Review of uranium inhalation case,” Health Phys. 26(5), p.399–403.

113. Poutasso G., Richter K. and Sori C Investigation of reaction $UO_{2+x}$ + PuO2 + C + $N_2$ by thermogravimetry // J. Nucl. Mater. V. 158, 1988. - P. 12-18.

114. Bordelle P. and Warin D. Mechanism and Kinetics of the uranium-plutonium mononitride synthesis // J. Nucl. Mater. V. 188, 1992. - P. 36-42.

115. МУ 2.6.5.028-2016. 2.6.5. Атомная энергетика и промышленность. «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования. Методические указания». В сб. «Методическое обеспечение радиационного контроля в атомной отрасли». М.: НПП «Доза», 2016, Том 1, с. 41-117.

116. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR). Effects of ionizing radiation. Vol. 1. UNSCEAR 2006 Report to the General Assembly, Scientific annexes A and B. New York: United Nations; 2008. 383 p.

117. Kellerer A.M., Nekolla E.A., Walsh L. On the conversion of solid cancer excess relative risk into lifetime attributable risk. Radiat Environ Biophys. 2001; 40(4): 249-57.

118. The 2007 International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP. 2007; 37(2–4):1–332.

119. Меняйло А.Н., Чекин С.Ю., Кащеев В.В., Максютов М.А., Корело А.М., Туманов К.А., Пряхин Е.А., Ловачев С.С., Карпенко С.В., Кащеева П.В., Иванов В.К. Пожизненный радиационный риск в результате внешнего и внутреннего облучения: метод оценки. Радиация и риск. 2018; 27(1): 8–21.

120. The Fukushima Daiichi Accident. Technical Volume 4/5: Radiological Consequences. Vienna: International Atomic Energy Agency; 2015. 250 p.

121. Иванов В.К., Карпенко С.В., Кащеев В.В., Ловачёв С.С., Кащеева П.В., Щукина Н.В., Туманов К.А., Кочергина Е.В., Максютов М.А. Зависимость минимально обнаружимого дозового уровня радиационных рисков рака от периода наблюдения в когорте российских ликвидаторов чернобыльской аварии. Радиация и риск. 2018; 27(3): 32-41.

122. В.Ф. Журавлёв Токсикология радиоактивных веществ. Москва, Энергоатомиздат, 1990, 335 с.

123. ICRP. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 4, Inhalation Dose Coefficients. ICRP Publication 71.Annals of the ICRP, Vol.25, № 3-4, 1995. Elsevier Science Ltd., Oxford.

124. Определение характеристик распределения радиоактивного аэрозоля по размерам с помощью импактора-фантома респираторного тракта человека (Свидетельство об аттестации № 7-4/25.01.00087-2015 от 07.10.2015, ФР.1.31.2016.23130).