

На правах рукописи

Цовьянов Александр Георгиевич

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

специальность 1.5.1 – «Радиобиология»

АВТОРЕФЕРАТ

Диссертации на соискание ученой степени
кандидата биологических наук

Москва - 2022

Работа выполнена в Федеральном государственном бюджетном учреждении «Государственный научный центр Российской Федерации - Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна» ФМБА России

Научный руководитель: Самойлов Александр Сергеевич - доктор медицинских наук, профессор, член-корреспондент РАН, Генеральный директор Федерального государственного бюджетного учреждения «Государственный научный центр Российской Федерации - Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна» ФМБА России

Научный консультант: Коренков Игорь Петрович - доктор биологических наук, кандидат технических наук, профессор, главный научный сотрудник Федерального государственного бюджетного учреждения «Государственный научный центр Российской Федерации - Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна» ФМБА России

Официальные оппоненты:

Степаненко Валерий Федорович – доктор биологических наук, профессор, заведующий лабораторией медико-экологической дозиметрии и радиационной безопасности Медицинского радиологического научного центра имени А.Ф. Цыба – филиала Федерального государственного бюджетного учреждения «Национальный медицинский исследовательский центр радиологии» Минздрава России

Романов Сергей Анатольевич - кандидат биологических наук, исполняющий обязанности директора Федерального государственного бюджетного учреждения науки «Южно-Уральский институт биофизики» Федерального медико-биологического агентства

Ведущая организация:

Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт промышленной экологии Уральского отделения Российской академии наук

Защита состоится “ 23 ” июня 2022 г. в 13-00 часов на заседании диссертационного совета 68.1.003.01 (Д462.001.04), созданного на базе ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России по адресу: 123098 Москва, ул. Живописная, д.46.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России и на сайте ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России по адресу: <https://fmbafmbc.ru/scientific-activities/dissertation-council/>

Автореферат разослан “ _____ ” _____ 2022 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета, д.м.н.

Н.К. Шандала

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

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 ядерном топливном 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-эпидемиологического надзора, обеспечение радиационной безопасности персонала и населения, планирование лечебно-реабилитационных мероприятий 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;
- Патент на изобретение № 2239815. Каскадный импактор. 11.02.2003 г. Сертифицирован, номер в Госреестре СИ № 28021-04, в 2014 г. присвоен Зак качества.
- Патент на изобретение № 2509375. Импактор-фантом респираторного тракта человека. 29.05.2012 г.

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.

Внедрение результатов в практику

Результаты исследований внедрены в практику работы АО «СХК» в качестве разработанных методов:

- Организация РК воздушной среды производственных помещений КЭУ ХМЗ и МФР АО «СХК» при производстве СНУП топлива,
- Организация РК внешнего облучения персонала КЭУ ХМЗ и МФР АО «СХК» при производстве СНУП топлива;
- полученные результаты также могут быть использованы при разработке клинических рекомендаций по оценке состояния здоровья персонала на предприятиях ГК «Росатом».

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 которых 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 источников, 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.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Работа состоит из пяти глав, заключения и списка литературы.

Во введении обосновывается актуальность темы диссертации, сформулированы цели и задачи исследования, положения, выносимые на защиту, научная новизна, практическая значимость и апробация результатов исследования.

В первой главе на основе анализа отечественной и зарубежной литературы рассмотрены научные достижения и современные тенденции в области радиационной защиты персонала при работах с ядерным и МНУП топливом (Л.А. Ильин, А.К. Гуськова (2001 г.), Л.А. Ильин и др. (2005 г.), С.В. Алексеев и др. (2013 г.), Б.Д. Рогозкин и др. (2011 г.), А.П. Долговоров (2017 г.), М.Д. Кутьков, Б.А. Кухта (2006 г.), А.П. Новиков (2003 г.).

За последние десятилетия в России был выполнен большой объем исследований, направленных на разработку стратегии развития атомной энергетики страны, включая вопросы обеспечения радиационной безопасности (Л.А. Ильин), которые были положены в 2010 году в разработку федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 годов и на перспективу до 2025 года». Для

реализации основных положений этой программы году инициировано проектное направление «Прорыв», в рамках которого развернуты масштабные работы по созданию новой технологической платформы ядерной энергетики в России.

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. Вследствие этого направление использования СНУП топлива в последние 10 - 20 лет вызывает значительный интерес как в нашей стране так и за рубежом. Работы В.А. Зайцева, Г.П. Галибина, В.Ю. Новикова, В.И. Бадьина, А.Л. Тода, О.С. Андреевой, в которых обобщены сведения о свойствах различных соединений урана и данные по их биологическому действию.

В обзоре представленных работах рассмотрены проблемы 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. Эти данные позволяют сделать вывод об 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.

Обобщение литературных данных определило необходимость следующих исследований:

- определение ведущих производственных факторов вредного воздействия ионизирующего излучения и путей их воздействия на персонал производства СНУП топлива;
- радиационно-гигиеническая и радиобиологическая оценка факторов производственной среды, влияющих на безопасность персонала;
- исследование полей нейтронного и фотонного излучения на рабочих местах с учетом неравномерности внешнего облучения по телу и вклада слабопроникающего излучения;

- оценка физико-химических свойств аэрозолей, объемов их поступления в организм и формирование первичного метаболизма в организме;
- исследование процессов «старения» радиоактивных аэрозолей, то есть временное изменение морфологических и физико-химических свойств;
- выявление наиболее радиационно опасных производственных операций;
- оценке индивидуальные дозы облучения персонала.

Глава 2. Материалы и методы исследований

Объем проведенных исследований включает 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 сильнопроникающим излучением и облучение отдельных органов и тканей слабопроникающим излучением.

К физико-химическим характеристикам радиоактивных аэрозолей, определяющим значение дозового коэффициента относятся:

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

Определение дисперсности аэрозолей осуществлялась с помощью импакторов, позволяющих оценить размеры аэрозольных частиц.

Для проведения всего объема исследований был сформирован специальный аппаратно-методический комплекс, включающий процедуры производственных измерений и пробоотбора, лабораторных процедур обработки, измерений и анализов.

Отбирая пробы аэрозолей с помощью импактора, а затем, измеряя активность проб на коллекторных пластинах, строили гистограммы распределения активности по аэродинамическим диаметрам частиц с определением параметров этого распределения (медианный по активности аэродинамический диаметр (АМАД) и стандартное геометрическое отклонение β_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, SKC Sioutas (рис. 1). Импактор АИП-2 и ФРТЧ разработаны в ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, творческим коллективом под руководством автора (патент RU 2239815 номер в Госреестре СИ № 28021-04 и патент и № 2509375).



Рисунок 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 с побудителем расхода Leland Pump.

Для определения АМАД в диапазоне размеров частиц от 0,1 до 2 мкм использовали метод пакета аналитических фильтров.

Исследование радионуклидного состава и измерение активности гамма-излучающих радионуклидов проводилась на полупроводниковом гамма-спектрометре, состоящем из широкополосного детектора Canberra BE3830.

Для исследования динамики счетной концентрации аэрозолей, температуры и влажности окружающей среды применялись шестиканальные оптические счетчики Handheld 3016, номер в Госреестре СИ 48014-11 и счетчики СЕМ DT-9880.

Для исследования морфологии и 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;
- рентгеновский дифрактометр (XRD-7000);

- анализаторы химического состав «LEKO - TC600» либо «LEKO - TC400»;
- масс-спектрометр «TRITON+».

Анализатор кислорода и азота LECO TC-400 применяли для экспресс-анализа содержания кислорода и азота.

Исследуемые характеристики внешнего облучения

Для исследования закономерностей формирования эффективных доз облучения проводились 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.

Исследование дозовых характеристик полей фотонного и нейтронного излучений проводилось с помощью дозиметров нейтронного и гамма-излучения ДКС-АТ1123, ДКС-96 и дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с блоками БДКР-01, БДКГ-04; БДПА-01, БДКН-03. Технические характеристики перечисленных приборов приводятся в их описании и в этой работе нами не рассматриваются.

Для исследования энергетических распределений фотонного излучения, падающего на различные участки тела персонала (лицо, грудь, кисти рук) использовался портативный сцинтилляционный гамма-спектрометр InSpector 1000.

Для измерения индивидуального эквивалента дозы $H_p(10)$ внешнего облучения в смешанных гамма-нейтронных полях применялись альбедные термолюминесцентные дозиметры ДВГН-01 в составе комплекса АКЖДК-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.

Для измерения дозы в коже пальцев рук на глубине $40 \text{ мг}\cdot\text{см}^{-2}$ 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 $30 - 50 \text{ мг}\cdot\text{см}^{-2}$, а остальные детекторы на глубинах порядка 92 и $155 \text{ мг}\cdot\text{см}^{-2}$.

Значения ожидаемых эффективных доз внешнего облучения персонала за год $H_{p\text{год}}$ и статистический разброс данной величины $\Delta H_{p\text{год}}$ по показаниям индивидуальных дозиметров определялись по формуле (1).

$$\begin{aligned}
 H_{p\text{год}} &= \frac{\overline{H_p}}{T_{\text{контр}}} \cdot T_{\text{год}} \\
 \Delta H_{p\text{год}} &= \frac{\Delta H_p}{T_{\text{контр}}} \cdot T_{\text{год}} \\
 \overline{H_p} &= \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (H_{p_i} - H_{p_{\text{фон}}}) \\
 \Delta \overline{H_p} &= 2 \cdot \sqrt{\frac{1}{N-1} \cdot \sum_{i=1}^N (H_{p_i} - \overline{H_p})^2}
 \end{aligned}
 \tag{1}$$

Где H_{p_i} – ИЭД фотонного, нейтронного излучения $H_{p(10)}$, ИЭД на кожу рук $H_{p(0,4)}$ или ИЭД на кожу лица $H_{p(0,07)}$; $H_{p_{\text{фон}}}$ – 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.

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

$$e(50)_{i,f,d} = \sum z_i \cdot f_i \cdot \varepsilon_{i,f,d}
 \tag{2}$$

где: z_i – вклад радионуклида i в суммарную активность; f_i – долевого 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 1 представлены дозовые коэффициенты из базы данных МКРЗ, используемые в расчетах.

Таблица 1 - Дозовые коэффициенты из базы МКРЗ (The ICRP Database of Dose Coefficients: Worker and Members of the Public, Elsevier, 2001), используемые в расчетах.

АМАД, мкм	Pu-238, Зв/Бк		Pu-239, Зв/Бк		Am-241, Зв/Бк
	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 ППП_{перс} и ДОА_{перс} выполнялся по известным формулам.

Объем проведенных исследований и измерений в рамках исследования аэродисперсных систем содержит:

- измерений дисперсного состава радиоактивных аэрозолей – 47;
 - измерений активности альфа и гамма излучающих радионуклидов, нуклидного состава с оценкой объемной активности, определения типа соединения при ингаляции – 454;
 - экспериментальных оценок влияния компоновки производственных помещений и технологического оборудования на динамику пространственного распределения аэрозольных частиц в воздушной среде, исследование динамики счетной концентрации радиоактивных аэрозолей – 28;
 - Исследования процессов «старения» радиоактивных аэрозолей СНУП топлива – 26.
- Объем проведенных измерений в рамках исследования особенностей формирования индивидуальных доз внешнего облучения при работах на комплексных экспериментальных установках по производству таблеток СНУП-топлива содержит:
- измерений индивидуального эквивалента дозы гамма-нейтронного излучения – 34;
 - измерение индивидуального эквивалента дозы гамма-излучения и эквивалентной дозы облучения кожи и индивидуальной эквивалентной дозы облучения кожи рук – 34;
 - исследование динамики изменения МАЭД фотонного излучения на рабочих местах в ходе технологического процесса – 249;
 - исследование вклада низкоэнергетического фотонного излучения в облучение кожи рук персонала путем измерения МАЭД гамма-излучения в перчаточных проемах - 154;
 - Исследование углового и пространственного распределения фотонного излучения на рабочих местах и в различных точках пространства путем измерения МАЭД гамма-излучения с применением коллиматора – 426;
 - исследование вклада различных энергетических групп фотонного излучения в облучение тела и рук персонала персонала на рабочих местах путем измерения показаний дозиметра гамма-излучения с фильтрами различной толщины и материала – 125;
 - исследование энергетического распределения нейтронного излучения и динамики изменения МАЭД нейтронного излучения на рабочих местах в ходе технологического процесса – 258;
 - экспериментальные фантомное моделирование процесса облучения на рабочих местах – 4.

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

КЭУ ХМЗ АО «СХК» предназначен для отработки процессов синтеза смешанного урана и плутония, получения топливных таблеток, испытание и усовершенствование

технологического оборудования. Основа технологического процесса заключается в карботермическом синтезе смеси оксидов урана и плутония и состоит из ряда операций: приемки и растаривания топливных порошков (UO_2 и PuO_2) и порошка углерода(C), весовое дозирование компонентов, смешивание компонентов, гранулирование смешанного порошка, прессование шашек, карботермический синтез, дробление шашек, изготовления таблеток СНУП топлива, разбраковка, получение готовой продукции, сжигание брака.

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) и измельчение, смешение исходных компонентов и нитридов (боксы 29 и 30).

Технологическая цепочка изготовления таблеточного нитридного топлива (КЭУ-2) состоит: загрузка и подготовка 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).

Исследование полей фотонного излучения

Измерения полей гамма-излучения проводились на рабочих местах по всему технологическому циклу. Результаты исследования мощностей доз гамма-излучения в зависимости от технологического цикла приведены в таблице 2.

Таблица 2 – Мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения на рабочих местах

№ п/п	Наименование технологического цикла	МАЭД, мкЗв/ч		
		Мин.	Макс.	Среднее
1	Дозирование	0,20±0,01	1,3±0,1	0,7±0,1
2	Спекание	0,30±0,06	1,00±0,08	0,8±0,08
3	Выгрузка	0,20±0,01	0,8±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	0,5±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	1,2±0,12	0,6±0,05

Анализируя данные таблицы 2 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 (0,8 мкЗв/ч).

Для оценки потенциальной опасности нами взят условный коэффициент, характеризующий относительную степень опасности:

$$K_{on} = \frac{H_{cp}^*}{ДМД},$$

где K_{on} – 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).

Для организации радиационного контроля технологического комплекса, обосновывая объема и периодичности контроля в зависимости от степени потенциальной опасности того или иного цикла, нами условно выделено 5 групп потенциальной опасности:

1-ая группа – безопасная

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

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

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

5-ая группа – чрезвычайно опасная $K_{on} > 1,5$.

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.

Исследование полей нейтронного излучения при работе на КЭУ-1 также проводилось на рабочих местах по всему технологическому циклу. Полученные результаты приведены в таблице 3.

Таблица 3 – Интенсивность МАЭД (мкЗв/ч) нейтронного излучения на рабочих местах

№ п/п	Наименование технологического процесса	МАЭД нейтронного излучения		
		Мин.	Макс.	Среднее
1	Дозирование	0,1±0,06	0,4±0,03	0,25±0,01
2	Спекание	0,04±0,03	0,61±0,05	0,25±0,1
3	Выгрузка	0,1±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

В соответствии с предложенной нами оценкой степени радиационной опасности, технологические процессы, исходя их интенсивности нейтронного излучения можно характеризовать следующим образом:

- 1 выгрузка и взвешивание – безопасные ($K_{оп} < 0,1$),
- 2 дозирование, спекание, отбраковка – относительно безопасные ($K_{оп} = 0,1$),
- 3 хранение – относительно опасные ($K_{оп} = 0,2$),
- 4 перемешивание продукции, смешивание – опасные ($K_{оп} = 0,4$),
- 5 дробление шашек и таблеток – очень опасные.

Из представленных данных 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.

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 проводилась на уровне хрусталика глаз, груди, гонад и рук.

В таблице 4 представлены результаты проведенных измерений на рабочих местах КЭУ-1 ХМЗ АО «СХК» в момент проведения работ.

Таблица 4 – Результаты измерений 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)	$10 \pm 1,2$	$10 \pm 1,0$	20 ± 3	$11,0 \pm 1,5$
2	Бокс №8 (печь №4) руки	$8,0 \pm 1,0$	$6,0 \pm 0,6$	$7,0 \pm 1,0$	$3,0 \pm 0,5$
	Бокс №8 через окно	$0,035 \pm 0,02$	$0,02 \pm 0,006$	$0,3 \pm 0,04$	$0,02 \pm 0,03$
	Бокс №8 на уровне гонад	$0,06 \pm 0,02$	$0,08 \pm 0,02$	$0,6 \pm 0,1$	$0,40 \pm 0,06$
3	Бокс № 13 Пресс, руки	80 ± 8	60 ± 6	35 ± 5	$12,0 \pm 2,0$
4	Бокс № 30 руки (загрузка сырья, вихревой смеситель)	45 ± 5	30 ± 3	25 ± 4	$12 \pm 2,0$
5	Место отдыха персонала	-	-	$0,1 \pm 0,01$	$0,09 \pm 0,01$

Используя полученные данные 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.

Также был изучен вклад фотонного излучения с энергией менее 60 кэВ в значение амбиентного эквивалента дозы $H^*(10)$ на рабочих местах КЭУ-1 ХМЗ.

Показано, что 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.

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 АКЖДК-301, используемых в индивидуальном дозиметрическом контроле предприятия.

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.

Отношения показаний термолюминесцентных дозиметров к опорному значению индивидуального эквивалента дозы по средней энергии спектра приведено на рис. 2.

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

$$\dot{H}(10) = \int f(E) * hp(E) * dE \quad (3)$$

Поправочный коэффициент для данной точки определяется как:

$$K = \frac{Hp(10) * T_{\text{эсп.}}}{\langle H_{\text{инд.доз.}} \rangle} \quad (4)$$

где $\langle H_{\text{инд.доз.}} \rangle$ - средние показания индивидуальных дозиметров данного типа, экспонировавшихся в точке измерения спектра $f(E)$;

$T_{\text{эсп.}}$ - время экспозиции дозиметров.

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.

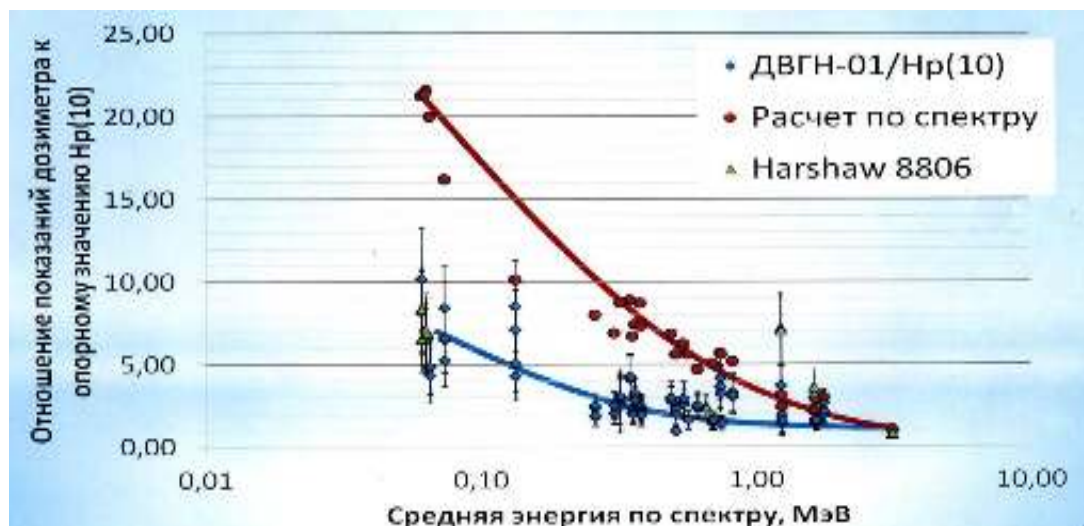


Рисунок 2 – Отношение показаний термолюминесцентных дозиметров к опорному значению индивидуального эквивалента дозы по средней энергии спектра

На графике представлены безразмерная зависимость отношений показаний индивидуальных дозиметров нейтронного излучения к опорному (условно истинному) значению $H_p(10)$ индивидуального эквивалента дозы нейтронного излучения от энергии спектра нейтронного излучения. Синими и зелеными маркерами отмечены данные полученные с помощью ЭФМ на рабочих местах, а красными маркерами отмечены расчётные отношения на основании известной ЭЗЧ дозиметров в передне-задней (ПЗ) геометрии облучения. Различие полученных зависимостей объясняется отличием реальной геометрии условий облучения от ПЗ геометрии облучения.

Глава 4. Исследование физико-химических свойств аэрозолей

В главе 4 рассматриваются физико-химические свойства аэрозолей, исследования динамики и пространственного распространения реакционные свойства СНУП топлива в воздушной среде, изменения морфологии частиц и элементного состава азота и кислорода в зависимости от времени, содержания урана и плутония в пробах порошка.

Для оценки доз внутреннего облучения персонала были определены значения АМАД и β_g аэрозолей КЭУ-1 в период наработки СНУП топлива, результаты приведены в таблице 5. 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», а наименьшее на входе в КЭУ.

Для оценки радиобиологических свойств аэрозолей нами также проведены 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.

Таблица 5 – 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	β_g	Вклад в ОА, %	АМАД, мкм	β_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: ²³⁹Pu α - активность ²³⁹Pu; ²⁴¹Am γ - активность ²⁴¹Am, измеренная на гамма-спектрометре; α - суммарная активность альфа-излучающих р/н.

С целью оценки разрушения СНУП соединения в воздушной среде и формирования оксидных форм урана и плутония была сделана серия рентренограмм полученных аэрозолей. На рентгенограммах, от исходного состояния и хранения в течение 96 ч, изначально наблюдались интенсивные дифракционные пики от гранецентрированной кубической решетки (Pu,U)N, также отмечено наличие дифракционного пика слабой интенсивности, положение которого соответствует линии (111) UO₂.

Показано, что, помимо интенсивных дифракционных отражений, принадлежащих (Pu,U)N, присутствуют пики UO₂, интенсивность которых значительно возрастала со временем хранения.

На рисунке 3 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, что указывает на изменения в химическом составе за счет увеличения оксидных форм урана и соответственно снижения количества СНУП форм в аэрозольных частицах торакальной фракции.

Показано, 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.

Показано, что в пробах аэрозольных частиц массовая доля урана находится на уровне 82,2 %, а массовое содержание плутония – 13,7 %.

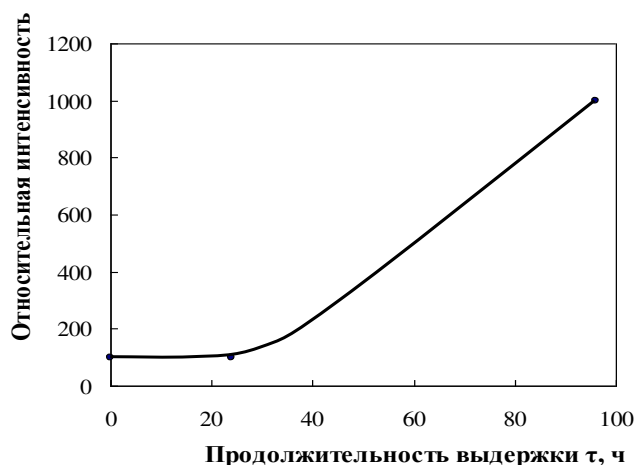


Рисунок 3 – Зависимость интенсивности дифракционных отражений UO_2 от времени

На рисунках 4 и 5 представлены зависимости концентраций кислорода и азота от времени выдержки проб в воздушной атмосфере.

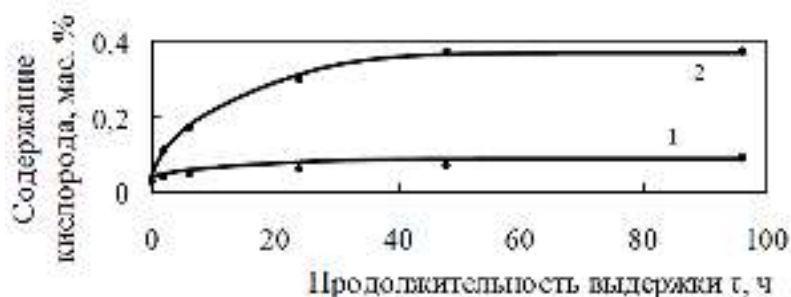
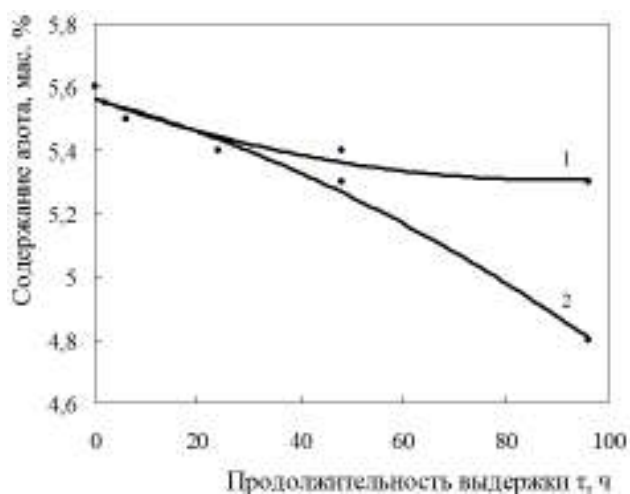


Рисунок 4 – Зависимость концентрации кислорода от времени выдержки

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.



1 – проба № 1, 2 – проба № 2

Рисунок 5 – Зависимость концентрации азота от времени выдержки

Обобщение полученных результатов исследований физико-химических свойств аэрозолей СНУП топлива привело к формированию референтной модели радиоактивных аэрозолей, приведенной на рисунке 6.

Размер частиц	Торакальная фракция		Экстраторакальная фракция
Химическая форма	Оксиды (U, Pu)O₂, U₃O₈, UO₂		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 более 1 мкм	Частицы с внешней оксидной пленкой и нитридной сердцевиной

Рисунок 6 – Референтная модель СНУП аэрозоля

Первичный метаболизм принятой референтной модели СНУП аэрозолей при ингаляционном поступлении будет иметь сложный характер. Торакальная фракция будет проникать вплоть до альвеолярного раздела легких, при этом конгломераты могут рассыпаться на отдельные более мелкие частицы вплоть до наночастиц, а экстраторакальная фракция мукоцилиарным эскалатором будет перенесена 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 7.

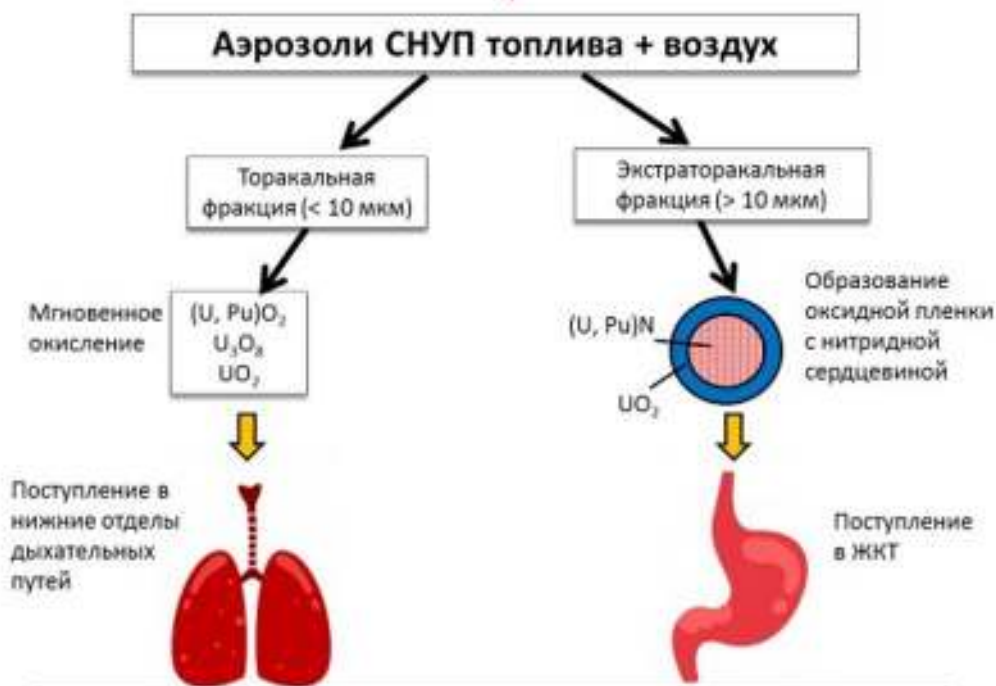


Рисунок 7. Первичный метаболизм СНУП аэрозолей в организме человека при ингаляционном поступлении

Учитывая значительно большее содержание радиоактивного вещества в экстраторакальной фракции до 60% - 90%, желудочный путь поступления радиоактивных элементов становится вполне конкурентным с легочным.

Глава 5. Оценка радиационных рисков при выполнении работ на производстве смешанного нитридного уран - плутониевого топлива

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;
- фрагментарностью имеющейся фактической информации по эффектам воздействия.

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

$$E^{\text{ВНЕШ}} = 0,001 \times \sum_k \dot{H}^*(10)_k \times \Delta t_k \quad (5)$$

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

Прогноз значений эффективных и эквивалентных доз в случае круглогодичной занятости персонала проводился по формуле

$$H = \frac{1700}{k \times \Delta T} \times \sum_k [H_p(d)_k - H_p(d)_{\text{ФОНОВЫЙ}}] \quad (6)$$

где ΔT – длительность рабочего времени, в течение которого работник носил дозиметр, часы; k – количество работников участвующих в исследованиях, $H_p(d)_k$ – значение индивидуального эквивалента дозы, накопленной дозиметром k -го работника, мЗв, $H_p(d)_{\text{ФОНОВЫЙ}}$ – 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, выполнены оценки дозы внешнего облучения, представленные в табл. 6.

Таблица 6 - 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	7,5 [®] ± 1,5 [§]	2,0 [®] ± 0,4
Все тело, нейтронное излучение	1,5 [®] ± 0,3	0,4 [®] ± 0,1
Хрусталик глаза	8,0 [#] ± 1,8	2,5 [#] ± 0,5
Кожа лица	10 [#] ± 2	2,7 [#] ± 0,6
Гонады	12 [#] ± 5	3,4 [#] ± 1,3
Кожа кистей рук	680 [#] ± 180	190 [#] ± 50

[®] – эффективная доза; [#] – эквивалентная доза; [§] – оценка стандартного отклонения.

Прогноз радиационных рисков

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

Показано, что если человек облучался неоднократно, в разных возрастах, то величину *LAR* следует рассчитывать по формуле:

$$LAR(s, e, g_1, \dots, g_n, d_1, \dots, d_n) = \frac{1}{DDREF} \cdot \sum_{a=e}^{a_{max}} \left[\frac{S(s, a)}{S(s, e)} \cdot EAR(s, a, g_1, \dots, g_n, d_1, \dots, d_n) \right], \quad (7)$$

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, ... *g*_{*n*} – возраста на момент облучения и *d*₁, ... *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; *DDREF*=2 для солидных ЗНО и *DDREF*=1 для лейкозов, так же в соответствии с рекомендациями МКРЗ.

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).

$$LARF = \frac{LAR}{LAR + LBR} \cdot 100\%, \quad (8)$$

где *LAR* определяется выражением (7), а *LBR* (от англ. Lifetime Baseline Risk) – величина пожизненного фонового (не связанного с облучением) риска, вычисляется по следующей формуле:

$$LBR(s, e) = \sum_{a=e}^{a_{max}} \lambda_0(s, a) \cdot \frac{S(s, a)}{S(s, e)}, \quad (9)$$

в которой λ_0 – фоновый (не связанный с облучением) показатель риска; остальные обозначения – такие же, как в формуле (12).

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

Ограничение обобщённого риска потенциального облучения (ОРПО) составляет 2×10^{-4} год⁻¹. Максимальным приращением LAR за счёт годового облучения характеризуется женский персонал в возрасте 18 лет на начало облучения, для которого приращение $LAR = 1,45 \times 10^{-4}$ год⁻¹, что существенно ниже ограничения ОРПО = 2×10^{-4} год⁻¹ (в 1,37 раза).

В работе показано, что с уменьшением числа чел.-лет наблюдения в когорте, МЗР увеличивается. Все прогнозные значения $LARF$ 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.

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. 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.

Обоснование предварительных требований по медицинскому наблюдению персонала

Существующая система медицинского наблюдения 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.

Возможным обоснованием для разработки временных рекомендаций по контролю здоровья работающего персонала могут быть результаты тщательного анализа имеющихся радиобиологических данных, полученных на людях, работавших в условиях хронического воздействия СНУП аэрозолей, а также углублённого анализа клинико-лабораторных

результатов обследования персонала, работающего в настоящее время на экспериментальном производстве по изготовлению ЭТВС со СНУП топливом.

Выводы

1. Проведена структурированная радиационно-гигиеническая и радиобиологическая оценка факторов производственной среды, влияющих на безопасность персонала КЭУ-1 и КЭУ-2. 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 (процесс взвешивания, отбраковки, выгрузка);
- относительно опасные (хранение, спекание, дозирование);
- опасные (смешивание);
- чрезвычайно опасные (прессование шашек и таблеток).

2. По результатам исследования дисперсного состава 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 составляет 11 %;
- во всех пробах преобладают медленно растворимые соединения с вкладом от 76 до 94 %;
- реакционные свойства твердых частиц СНУП аэрозолей зависят от влажности, химического состава и окружающей газовой среды.

3. Высокая реакционная способность СНУП соединения обуславливает мгновенное окисление торакальной фракции аэрозолей СНУП топлива при контакте с воздушной средой, с трансформацией в оксидные соединения. Однако, поступление смешанных нитридов в организм возможно переносом в ЖКТ из трахео-бронхиального раздела экстраторакальной фракции за счет мукоцилиарного эскалатора. В экстраторакальной

фракции (частицы размером более 11 мкм) при взаимодействии с воздухом на поверхности образуется оксидная пленка, тормозящая дальнейшее окисление в глубину и тем самым сохраняющая СНУП в сердцевине аэрозольной частицы. Растворение данных частиц в желудочном соке может привести к высвобождению нитридной сердцевины с последующим быстрым поступлением радионуклидов в органы и ткани организма через ЖКТ.

4. Предложены референтная модель аэрозольных частиц, позволяющая определить первичные депо отложения: торакальная фракция – поступление в нижний отдел дыхательных путей; экстраторакальная – в ЖКТ, при различном химическом составе. Учитывая значительно большее содержание радиоактивного вещества в экстраторакальной фракции до 60% - 80%, желудочный путь поступления радиоактивных элементов становится вполне конкурентным с легочным.

5. Согласно расчетным оценкам показателей радиационных рисков, в критическую группу персонала как при годовом облучении, так и при облучении в течении 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.

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., Измestьев 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.

6. Временные МУ «Организация РК воздушной среды производственных помещений КЭУ ХМЗ и МФР АО «СХК» при производстве СНУП топлива», Утверждены первым заместителем генерального директора ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России А.Ю. Бушмановым № Ц-1097 от 27.10.2021.

7. Временные МУ «Организация РК внешнего облучения персонала КЭУ ХМЗ и МФР АО «СХК» при производстве СНУП топлива», Утверждены первым заместителем генерального директора ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России А.Ю. Бушмановым № Ц-1098 от 27.10.2021.

8. Патент на изобретение № 2239815. Каскадный импактор. 11.02.2003 г. Сертифицирован, номер в Госреестре СИ № 28021-04, в 2014 г. присвоен Зак качества.

9. Патент на изобретение № 2509375. Импактор-фантом респираторного тракта человека. 29.05.2012 г.