



БИОСФЕРНАЯ СОВМЕСТИМОСТЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

ВСЕРОССИЙСКАЯ НАУЧНО-ПРАКТИЧЕСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ



ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ V ВСЕРОССИЙСКОЙ КОНФЕРЕНЦИИ БСАЭ – 2022

г. Сочи

Биосферная совместимость атомной энергетики – 2022. [Электронный ресурс]: тезисы докладов V Всероссийской научной конференции, Сочи, 1-3 марта 2022 г. / отв. за вып. Е.И. Назаров – Екатеринбург: ИПЭ УрО РАН, 2022.

В сборнике опубликованы тезисы докладов, представленных на V Всероссийской научной конференции «Биосферная совместимость атомной энергетики – 2022». На конференции представлены следующие секции: перспективные технологии обеспечения безопасности атомной энергетики, радиационная безопасность, радиоэкология и вопросы ядерного нераспространения, радиация и здоровье, перспективы и проблемы ядерной медицины в России, социально-экологические проблемы в районах расположения объектов использования атомной энергии, коммуникации (информационный обмен) между населением и предприятиями атомной отрасли, популяризация знаний в инженерно-технической и радиационно-гигиенической сферах.

©ИПЭ УрО РАН, 2022

©Авторы, 2022



г. Сочи, 1 – 3 марта 2022

Тезисы докладов конференции

СОДЕРЖАНИЕ

ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОПЫТНОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ИЗ ОТСЕКА ПУНКТА ХРАНЕНИЯ АО «ГНЦ НИИАР» <i>Юсупов А.Н., Мамонов А.В., Давыдов В.В., Любченко М.Л., Михайлов П.А., Губкина А.И., Авдонин В.В.</i>	5
ИССЛЕДОВАНИЕ ДОЗОВОЙ НАГРУЗКИ НАСЕЛЕНИЯ ГОРОДА ДИМИТРОВГРАДА, ФОРМИРУЕМОЙ ЗА СЧЕТ РАДИОАКТИВНЫХ ВЫБРОСОВ АО «ГНЦ НИИАР» <i>Авдоница А.Б., Кизин В.Д.</i>	7
ДОЗОВЫЕ НАГРУЗКИ И БИОЛОГИЧЕСКИЕ ЭФФЕКТЫ В ПОПУЛЯЦИЯХ ДРЕМЫ БЕЛОЙ ИЗ ЗОНЫ КЫШТЫМСКОЙ АВАРИИ <i>Антонова Е.В., Позолотина В.Н.</i>	9
ИНФОРМАЦИОННОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ОРГАНИЗАЦИЙ ОСУЩЕСТВЛЯЮЩИХ ВЫБРОСЫ РАДИОНУКЛИДОВ, ТРЕБУЮЩИХ УСТАНОВКИ ПДВ <i>Бутыгин В.В.</i>	10
ФОРМИРОВАНИЕ ОБЩЕСТВЕННОГО МНЕНИЯ В ИНТЕРЕСАХ РАЗВИТИЯ И ПРИЗНАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ЭКОЛОГИЧЕСКИ ЧИСТЫМ ИСТОЧНИКОМ ЭНЕРГИИ <i>Горин Н.В., Екидин А.А., Кучинов В.П., Матвеева Л.Г., Меньшиков В.Ф.</i>	12
РЕАЛИЗАЦИЯ МЕТОДОЛОГИИ INPRO В ОБЛАСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ <i>Десятов Д.Д., Терентьев Д.А., Фадеева А.С., Екидин А.А.</i>	14
ОЦЕНКА ПРЕДЕЛА ГОДОВОГО ПОСТУПЛЕНИЯ ²³⁸ U ДЛЯ НАСЕЛЕНИЯ С УЧЕТОМ МНОГОФАКТОРНОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ <i>Крышев А.И., Сазыкина Т.Г.</i>	15

РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА И ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ УЧАСТНИКОВ ЛИКВИДАЦИИ ПОСЛЕДСТВИЙ «КЫШТЫМСКОЙ АВАРИИ» 1957 ГОДА НА ТЕРРИТОРИИ ПРОМПЛОЩАДКИ ПО «МАЯК»	
<i>Василенко Е.К., Аладова Е.Е., Горелов М.В., Князев В.А., Колупаев Д.Н., Боровитин Д.С., Романов С.А.</i>	16
УГЛЕРОД-14 В ВЫБРОСАХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ И ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ	
<i>Назаров Е.И., Васянович М.Е.</i>	18
ОЦЕНКА ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ КОЖНЫХ ПОКРОВОВ ПРИ ИХ ЗАГРЯЗНЕНИИ РАДИОНУКЛИДАМИ	
<i>Онищенко А.Д., Жуковский М.В.</i>	19
СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СИСТЕМЫ ИДК НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА РАБОЧИХ МЕСТАХ ОИАЭ	
<i>Пышкина М.Д., Васильев А.В.</i>	20
ИЗУЧЕНИЕ СВОЙСТВ ОСТЕКЛОВАННЫХ ВАО ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИХ ВЛИЯНИЯ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ, ПОДТВЕРЖДЕНИЯ КАЧЕСТВА ОСТЕКЛОВАННЫХ ПРОДУКТОВ	
<i>Старовойтов Н.П., Ремизов М.Б., Козлов П.В., Дудкин В.А., Сметанин М.Ю., Семенов М.А., Зубриловский Е.Н., Глушкова Н.В., Кинев Е.А., Карагерги Р.П.</i>	21
МОНИТОРИНГ АТМОСФЕРНЫХ ВЫПАДЕНИЙ ЗАГРЯЗНИТЕЛЕЙ ВОЗДУХА НА ОСНОВЕ АНАЛИЗА МХОВ-БИОМОНИТОРОВ	
<i>Фронтасьева М. В.</i>	23
ДЕТЕКТОР ИОНОВ НА ОСНОВЕ ВРЕМЯ-ПРОЕКЦИОННОЙ КАМЕРЫ НИЗКОГО ДАВЛЕНИЯ ДЛЯ УСКОРИТЕЛЬНОЙ МАСС-СПЕКТРОМЕТРИИ	
<i>Бондарь А. Е., Бузулуцков А. Ф., Пархомчук В. В., Петрожицкий А. В., Соколов А. В., Шакирова Т. М.</i>	24
ВЛИЯНИЕ ДЕТАЛИЗАЦИИ МИКРОАРХИТЕКТУРЫ КОСТИ НА ОЦЕНКУ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ККМ ОТ ИНКОРПОРИРОВАННЫХ ^{89,90} SR	
<i>Шарагин П.А., Шишкина Е.А., Толстых Е.И., Смит М.А., Дегтева М.О.</i>	25
НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ОЦЕНОК ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ ДЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ЭПИДЕМИОЛОГИИ: ОПЫТ ИССЛЕДОВАНИЙ В УРАЛЬСКОМ РЕГИОНЕ	
<i>Шишкина Е.А., Напье Б.А., Престон Д.Л., Дегтева М.О.</i>	26
РОЛЬ ЯДЕРНОЙ И ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ В РАСШИРЕНИИ ТОПЛИВОЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ БАЗЫ, СОХРАНЕНИИ КЛИМАТА И РЕШЕНИИ ПРОБЛЕМЫ НЕДОСТАТКА ПРЕСНОЙ ВОДЫ	
<i>Щеклеин С.Е.</i>	29
РАДОН В СОВРЕМЕННОМ РОССИЙСКОМ ГОРОДЕ – ОСНОВНЫЕ ИТОГИ ВЫПОЛНЕНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ПРОЕКТА	
<i>Ярмошенко И.В.</i>	30
МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ СРЕДНЕГОДОВОЙ ЭРОА ТОРОНА В ЖИЛЫХ ЗДАНИЯХ	
<i>Изагин В. С., Онищенко А. Д., Жуковский М. В.</i>	31

ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОПЫТНОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ИЗ ОТСЕКА ПУНКТА ХРАНЕНИЯ АО «ГНЦ НИИАР»

Юсупов А.Н., Мамонов А.В., Давыдов В.В., Любченко М.Л., Михайлов П.А.,
Губкина А.И., Авдонин В.В.

Акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов», г. Димитровград, Россия

E-mail: vvavdonin@niiar.ru

Хранилище высокоактивных твёрдых радиоактивных отходов (ВТРО) АО «ГНЦ НИИАР» эксплуатируется с 1986 года по настоящее время. В 2006 году после 100% заполнения хранилища твердых среднеактивных отходов (САО) было принято решение о размещении образующихся САО в свободных отсеках хранилища ВТРО. Проведенная оценка темпов накопления отходов показала, что свободные объёмы хранилища ВТРО могут быть заполнены к 2026 году, что обусловило необходимость в течение трёх-четырёх лет освободить крупногабаритный отсек хранилища ВТРО от САО для размещения в нём только высокоактивных отходов.

Для реализации первого этапа таких работ – опытного извлечения не менее 10 м³ отходов для отработки принятых технологических решений и внесения изменений в условия действия лицензии Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору на обращение с радиоактивными отходами при их хранении и переработке – было проведено расчетное обоснование радиационной безопасности в штатных условиях извлечения радиоактивных отходов и при их нарушении. Результаты расчетов представлены в настоящей работе.

Расчеты параметров радиационной обстановки в хранилище проводились с использованием программы Microshield 9.05, расчеты доз облучения населения – с помощью программы «Нострадамус». В результате расчетов установлено, что при опытном извлечении твёрдых радиоактивных отходов объёмом 10 м³ облучение при штатных условиях работ переработчиков отходов и дозиметриста не превысит 1,6 мЗв, машиниста крана – 1,1 мЗв, а водителя спецтранспорта – 40 мкЗв.

Облучение персонала на территории промплощадки института будет пренебрежимо мало и достигнет не более $2,6 \cdot 10^{-7}$ мкЗв за первый год вне зависимости от условий проведения работ (нормальная эксплуатация или ее нарушение). Также не будут превышены контрольные уровни поверхностного загрязнения территории промплощадки. Проведение дезактивационных работ за пределами здания хранилища в случае нарушения нормальной эксплуатации не потребуется.

Эффективная доза облучения населения на границе санитарно-защитной зоны в штатных условиях проведения работ не превысит $3,2 \cdot 10^{-5}$ мкЗв, в случае нарушения штатных условий работ за первые 10 суток после

нарушения – $8,3 \cdot 10^{-8}$ мкЗв. Применение мер защиты населения не потребуется. Эффективная доза облучения населения за первый год после нарушения штатных условий работ не будет выше $1,0 \cdot 10^{-4}$ мкЗв с учётом потребления загрязнённых продуктов питания.

Таким образом, облучение персонала и населения как в штатных условиях работы, так и при их нарушении останется в основных пределах доз, установленных в НРБ-99/2009.

На основании экспертизы материалов по обоснованию радиационной безопасности, проведённой специалистами федерального бюджетного учреждения «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», было получено положительное экспертное заключение на внесение изменения в условия действия лицензии Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору на обращение с радиоактивными отходами при их хранении и переработке. Опытное извлечение 10 м^3 было проведено осенью 2021 года без отклонений от нормальной эксплуатации. Получен положительный опыт использования выбранной технологии извлечения среднеактивных отходов из отсека хранилища, подтверждена её эффективность и безопасность. Полученные данные радиационного контроля при опытном извлечении показали согласие с расчетными данными, что свидетельствует о правильности выбранного методологического подхода.

ИССЛЕДОВАНИЕ ДОЗОВОЙ НАГРУЗКИ НАСЕЛЕНИЯ ГОРОДА ДИМИТРОВГРАДА, ФОРМИРУЕМОЙ ЗА СЧЕТ РАДИОАКТИВНЫХ ВЫБРОСОВ АО «ГНЦ НИИАР»

Авдониная А.Б.¹, Кизин В.Д.²

¹Димитровградский инженерно-технологический институт – филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Димитровград, Россия

²Акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов», г. Димитровград, Россия

E-mail: j-annja@mail.ru

Одним из основных показателей безопасной работы объекта использования атомной энергии являются дозовые нагрузки на лиц из населения, создаваемые за счет выбросов/сбросов радиоактивных веществ в атмосферу/водоемы. Несмотря на то, что для предприятий устанавливаются нормативы предельно допустимых выбросов и предельно допустимых сбросов радионуклидов, при непревышении которых дозы облучения населения будут пренебрежимо малы, для анализа достигнутого уровня радиационной безопасности и его совершенствования целесообразно проводить расчеты доз облучения населения за счет газоаэрозольных выбросов и сбросов радиоактивных веществ.

Объектом настоящего исследования является население г. Димитровграда, проживающее в пяти километрах от Акционерного общества «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (АО «ГНЦ НИИАР»). АО «ГНЦ НИИАР» является эксплуатирующей организацией для шести исследовательских ядерных установок, двух критических стендов, отделений реакторного материаловедения, топливных и радиохимических технологий, отделения по производству радионуклидных источников и препаратов, службы-комплекса по обращению с радиоактивными отходами, а также радиационных источников. При этом АО «ГНЦ НИИАР» не производит сбросы радиоактивных веществ в водоемы и радиационное воздействие на население осуществляется только через выбросы радиоактивных веществ в атмосферу (в основном, централизованно после очистки на вентиляционном центре через трубу высотой 120 м).

По данным контроля активности поступлений радиоактивных веществ в атмосферный воздух в 2020 году в настоящей работе проведен расчет доз облучения населения по методике, изложенной в РБ-106-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» для следующих путей радиационного воздействия:

- внешнее облучение от облака;
- внешнее облучение от поверхности с осажденными радиоактивными веществами;
- внутреннее облучение при ингаляции радиоактивных веществ;
- внутреннее облучение при поступлении радиоактивных веществ с продуктами питания.

Установлено, что расчетная годовая эффективная доза облучения населения г. Димитровграда за счет деятельности АО «ГНЦ НИИАР» не превышает 2,36 мкЗв, что меньше пренебрежимо малой дозы 10 мкЗв в год и установленной для АО «ГНЦ НИИАР» квоты дозы облучения населения за счет газоаэрозольных выбросов 70 мкЗв. Структура дозы следующая: основной вклад в дозу облучения вносят внешнее облучение от облака (73 %, основные нуклиды ^{88}Kr , ^{41}Ar) и внутреннее облучение при потреблении продуктов питания (21 %, основные нуклиды $^{131,133}\text{I}$, ^{24}Na). Ингаляционный путь дает 4 % в суммарную дозу облучения, облучение от поверхности – 2 %. Следует отметить, что данные цифры являются консервативными: предприятие проводит регламентный радиационный контроль продуктов питания, по результатам которого не обнаруживается отличного от фонового содержания радиоактивных веществ.

Рассчитанная годовая эффективная доза облучения населения г. Димитровграда составляет менее 0,1% от дозы облучения населения за счет естественных (природных) источников (в среднем для Ульяновской области – 2,4 мЗв в год). Таким образом, на основании проведенных расчетов подтверждена радиационная безопасность населения, проживающего в зоне воздействия предприятия АО «ГНЦ НИИАР» при его штатной эксплуатации.

ДОЗОВЫЕ НАГРУЗКИ И БИОЛОГИЧЕСКИЕ ЭФФЕКТЫ В ПОПУЛЯЦИЯХ ДРЕМЫ БЕЛОЙ ИЗ ЗОНЫ КЫШТЫМСКОЙ АВАРИИ

Антонова Е.В., Позолотина В.Н.

Институт экологии растений и животных УрО РАН, г. Екатеринбург, Россия

E-mail: selen@ipae.uran.ru

В ходе многолетних исследований в зоне Восточно-Уральского радиоактивного следа (ВУРСа) показано, что мощность поглощенной дозы дремы (*Silene latifolia*) на буферных участках превышала фоновый уровень в 2–18, а на импактных – в 328–417 раз [1]. Женские растения преобладали над мужскими [2]. Импактные выборки характеризовались высоким содержанием НМАО. Показатель отрицательно коррелировал с интенсивностью ПОЛ и активностью ферментов АОС [3]. Часто АОС интенсивнее работала у мужских растений, при этом пол не оказывал влияния на содержание НМАО [4]. Для импактных популяций дремы было характерно появление уникальных аллелей. Частота редких аллелей не зависела от дозы [5].

В ходе серии из 12 экспериментов установлена низкая жизнеспособность семян дремы с наиболее загрязненного участка. В осенне-зимний период для импактных выборок была характерна низкая радиоустойчивость. Содержание НМАО положительно коррелировало с длиной корня и отрицательно с аномалиями в развитии у проростков [6]. Анализ данных за 15 лет определил роль погодно-климатических факторов в формировании семян. В популяциях ВУРСа зависимости были выражены ярче, что свидетельствует о взаимодействии разных экологических факторов [7].

Список литературы

1. E. Karimullina, E. Antonova, V. Pozolotina. Assessing radiation exposure of herbaceous plant species at the East-Ural Radioactive Trace. J Env Rad. – 2013. – V. 124. – 113–120 p.
2. Е.В. Антонова, Э.М. Каримуллина, В.Н. Позолотина. Половая структура ценопопуляций *Melandrium album* в зоне радиационного загрязнения (Кыштымская авария). Межд. науч. конф. «Радиобиология: «Маяк», Чернобыль, Фукусима». – Гомель, 2015. – 13–17 с.
3. Е.В. Антонова, Н.А. Орехова, В.Н. Позолотина. Половой диморфизм и биохимический статус дремы белой (*Silene latifolia*) из зоны Кыштымской аварии. V Всерос. науч.-практ. конф. «Биологические системы: устойчивость, принципы и механизмы функционирования», Нижний Тагил, 2017, 47–53 с.
4. Е.В. Антонова, А.А. Чиркова, Н.А. Орехова, В.Н. Позолотина. Изменчивость биохимических параметров в популяциях дремы белой в условиях действия малых доз радиации. Всерос. конф. с межд. уч. «Биогеосистемная экология и эволюционная биогеография», Новосибирск, 2016.
5. E. Karimullina, E. Antonova, V. Pozolotina. Genetic variation in natural *Melandrium album* populations exposed to chronic ionizing radiation. Env Sci Pol Res. – 2016. – V. 23. – 21565–21576 p.
6. Е.В. Антонова, Э.М. Каримуллина, В.Н. Позолотина. Хроногенная изменчивость физиологического статуса семенного потомства дремы белой из зоны Восточно-Уральского радиоактивного следа. V Межд. конф. «Радиоактивность и радиоактивные элементы в среде обитания человека», Томск, 2016, 438–441 с.
7. Е.В. Антонова, В.Н. Позолотина, Э.М. Каримуллина. Внутривидовая изменчивость дремы белой в градиенте радионуклидного загрязнения ВУРСа. Экология. – 2013. – №1. – 20–29 с.

ИНФОРМАЦИОННОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ОРГАНИЗАЦИЙ, ОСУЩЕСТВЛЯЮЩИХ ВЫБРОСЫ РАДИОНУКЛИДОВ, ТРЕБУЮЩИХ УСТАНОВКИ ПДВ

Бутыгин В.В.^{1,2}

¹⁾ ООО «АСС – Бизнес Софт», г. Лесной, Россия

²⁾ Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, Россия

E-mail: butygin.v.v@gmail.com

В соответствии с распоряжением правительства РФ №1316-р от 08 июля 2015 года, список загрязняющих веществ для атмосферного включает 94 радионуклида, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды. Для любого источника выброса радиоактивных веществ при условии формирования годовой эффективной дозы критической группы населения 10 мкЗв и выше должны быть определены основные дозообразующие радионуклиды [1]. Идентификация основных дозообразующих радионуклидов проводится в рамках радиационно-технического обследования (РТО) источников выбросов, путем определения объёмной активности радионуклидов в газовой среде источника выброса и расчета годовой эффективной дозы по всем возможным путям облучения без учета фактора разбавления.

Для корректной оценки дозы требуется информационное обеспечение расчета, включающее как наборы общих справочных материалов в цифровом виде, так и технологии реализующие утвержденные алгоритмы по расчёту, моделированию и визуализации полученных данных на основе результатов РТО.

В ходе систематизации и автоматизации расчета ПДВ ранее были определены [2] необходимые наборы данных в цифровом виде для выполнения расчетов в соответствии с утвержденной методикой [3]. На основании разработанной концепции возможно проектирование инструментов в виде пользовательских интерфейсов и вычислительных модулей, позволяющих не только определить расчетную критическую точку и значение ПДВ, но и провести моделирование различных ситуаций, влияющих на распределение полей концентраций и доз. Так возможно проведение моделирования влияния погодных условий, рельефа, типа местности, состава, геометрии и положения источников выброса для достижения наименьшего влияния на окружающую среду.

Предложенные инструменты автоматизации с учетом высокого быстродействия и широких вычислительных возможностей позволят проводить оценку изменений радиационной обстановки в районах расположения ОИАЭ в реальном времени и помогут в принятии оперативных, а также проектных и постпроектных решений.

Список литературы

1. РБ-106. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии "Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух".
2. Бутыгин В.В., Пышкина М.Д. Систематизация и автоматизация расчета ПДВ различных радионуклидов для заданных групп населения. // Физика. Технологии. Инновации. ФТИ-2021. VIII Международной молодежной научной конференции. Тезисы докладов [Электронный ресурс]: URL: https://fizteh.urfu.ru/fileadmin/user_upload/site_19855/Conference/2021/Tezisy_FTF-2021_Vse_sekcii_Release_woISBN.pdf (Дата обращения: 24.01.2022) – Екатеринбург: УрФУ, 2021. – 24 Мбайт.
3. МТ 1.2.1.15.1176-2016. Разработка и установление нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ атомных станций в атмосферный воздух. Методика. [Текст]. Введ. 2017-03-01. – М.: ФГБУ «Научно-производственное объединение «Тайфун», 2016 – 73 С.

ФОРМИРОВАНИЕ ОБЩЕСТВЕННОГО МНЕНИЯ В ИНТЕРЕСАХ РАЗВИТИЯ И ПРИЗНАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ЭКОЛОГИЧЕСКИ ЧИСТЫМ ИСТОЧНИКОМ ЭНЕРГИИ

Горин Н.В.¹, Екидин А.А.², Кучинов В.П.³, Матвеева Л.Г.⁴, Меньшиков В.Ф.⁵

¹⁾ ФГУП РФЯЦ — ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина, г. Снежинск, Россия

²⁾ ФГБУН Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург,
Россия

³⁾ НИЯУ МИФИ, Ядерное общество России, г. Москва, Россия

⁴⁾ ИЦАЭ, г. Челябинск, Россия

⁵⁾ Центр экологической политики России, г. Москва, Россия

E-mail: n.gorin@vniitf.ru

Одной из главных движущих сил развития цивилизации в течение последних двух-трех столетий была энергетика, основанная на сжигании углеводородных энергоносителей, но одновременно она оказалась одной из причин загрязнения окружающей среды и, возможно, глобального потепления.

В настоящее время в научной среде складывается понимание необходимости перехода на экологически чистую атомную энергетику с реакторами на быстрых нейтронах и замкнутым ЯТЦ, как основным источником энергии, и дополняющими его возобновляемыми солнечной и ветровой энергоисточниками. Общественное мнение ещё не сложилось в пользу такого развития [1], а без поддержки населения, трансформирующегося в волю политиков, широкомасштабного использования атомной энергетики в мире не достичь. Поэтому формирование востребованного отношения населения к развитию атомной энергетики не только в отдельно взятой стране, но и в целом становится актуальным. Механизм такого формирования состоит в прямом и открытом взаимодействии специалистов атомной отрасли с общественностью, а самое главное в обучении и воспитании студентов и школьников, т.е. в активной работе с молодёжью [3, 4].

Понимая необходимость формирования востребованного отношения к развитию атомной энергетики и ее общественной поддержки, Госкорпорация «Росатом» ведёт традиционную информационную работу с разными группами населения, но основное внимание направляет на перспективу, на работу с молодыми специалистами, студентами, а самое главное со школьниками. Понятно, что молодёжь, хотя и настроенная критически, тем не менее легче усваивает новые знания. Легче обучить в школе ребенка, чем переобучать уже сформировавшуюся личность. У школьника легче воспитать востребованное отношение к развитию экологически чистой атомной энергетики для решения проблем загрязнения окружающей среды, предотвращения роста парникового эффекта и, возможно, глобального потепления.

Очевидно, что после воспитания школьников с новым мировоззрением, которые очень быстро станут основным населением страны, начнёт меняться и общественное мнение, ведущее к положительному восприятию ядерных и радиационных технологий и пониманию того, что только атомная энергетика способна производить достаточно энергии с минимальным воздействием на окружающую среду.

Сделан вывод, что для реального решения экологических проблем необходимо крупномасштабное развитие атомной энергетики как в России, так и в мире. Для этого важно объединить усилия всех заинтересованных сторон в формирование соответствующего общественного мнения. Очевидно, что опыт работы, накопленный Госкорпорацией «Росатом» с населением, общественными организациями, студентами и школьниками в формировании такого мнения, а также опыт других предприятий и организаций в этой области будет востребован.

Список литературы

1. Мельникова Н.В., Артемов Е.Т., Бедель А.Э., Волошин Н.П., Михеев М.В. История взаимодействия ядерной энергии и общества в России // Екатеринбург. 2018. Издательство Уральского университета. DOI 10.15826/B978-7996-2492-7.
2. Горин Н.В., Абрамова Н.Л., Нечаева С.В., Головихина О.С. Воспитание у населения востребованного отношения к атомной энергетике // Государственное управление. Электронный вестник. 2021. № 87, С. 7-18. DOI: 10.24412/2070-1381-2021-87-7-18.
3. Горин Н.В., Головихина О.С., Глазов Е.Е., Екидин А.А., Нечаева С.В. Информирование населения, как инструмент развития атомной отрасли // Государственное управление. Электронный вестник. 2021. № 85. С. 6-24. DOI: 10.24412/2070-1381-2021-85-6-24
4. Горин Н.В., Екидин А.А., Нечаева С.В., Головихина О.С. Информационные интересы общества и объектов атомной отрасли: уроки конфликтов // Государственное управление. Электронный вестник. 2020. № 83. С.47-61. DOI: 10.24411/2070-1381-2020-10108

РЕАЛИЗАЦИЯ МЕТОДОЛОГИИ INPRO В ОБЛАСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Десятов Д.Д.¹, Терентьев Д.А.¹, Фадеева А.С.¹, Екидин А.А.²

¹⁾ Уральский федеральный университет им. первого Президента России Б.Н. Ельцина, г. Екатеринбург, Россия

²⁾ Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, Россия

E-mail: desyatovdenis1995@gmail.com

Показаны примеры реализации основных принципов устойчивого развития систем ядерной энергетики в области обращения с радиоактивными отходами (далее - РАО) (методология INPRO), направленных на снижение потенциального воздействия на персонал, население и окружающую среду. Были проведены сравнения национальных систем классификации РАО в РФ и США, оценено соответствие международным рекомендациям МАГАТЭ. Выполнен анализ данных по обращению с РАО, основанный на применении "удельного показателя образования РАО". Представлены результаты данного анализа на примере образования РАО при нормальной работе атомных электростанций (далее АЭС) в США и РФ.

Одной из целей мирового сообщества является продвижение устойчивого и безопасного использования ядерной энергии в мирных целях. РАО, которые неизбежно образуются в результате использования атомной энергии [1], являются одной из основных проблем при развитии и применении ядерных технологий. Согласно основному принципу устойчивого развития, обращение с РАО в результате текущей деятельности не должно создавать чрезмерного бремени для будущих поколений [2]. С этой целью методология INPRO (МАГАТЭ) предлагает ряд мер, включая сведение к минимуму текущего образования отходов и применение системы классификации и категоризации РАО.

В результате исследования было проведено сравнение подходов двух независимых национальных систем классификации РАО РФ и США, основанных на критериях INPRO. В работе демонстрируется применение удельного показателя образования РАО на единицу произведенной электроэнергии. С помощью данного удельного показателя были сопоставлены существующие методы обращения с РАО, экологические показатели АЭС США и России были ранжированы в трех категориях: "наилучшие", "устойчивые" и "наихудшие". Наилучшая практика включает АЭС, которые демонстрируют длительный период минимальной выработки РАО на единицу произведенной электроэнергии

Список литературы

1. International Atomic Energy Agency. Status and Trends in Spent Fuel and Radioactive Waste Management. Nuclear Energy Series No. NW-T-1.14, IAEA, Vienna, 2018.
2. International Atomic Energy Agency. INPRO methodology for sustainability assessment of nuclear energy systems: waste management INPRO manual. IAEA-TECDOC-1901. Vienna, 2020.

ОЦЕНКА ПРЕДЕЛА ГОДОВОГО ПОСТУПЛЕНИЯ ^{238}U ДЛЯ НАСЕЛЕНИЯ С УЧЕТОМ МНОГОФАКТОРНОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ

Крышев А.И., Сазыкина Т.Г.

ФГБУ «Научно-производственное объединение «Тайфун», г. Обнинск, Россия

E-mail: ecomod@yandex.ru

Природный уран является токсическим веществом 1-го класса опасности (чрезвычайно опасные химические вещества). Удельная активность ^{238}U составляет 12,5 Бк/мг. Действующими санитарными правилами величина допустимого суточного поступления урана для населения не установлена; соответственно, при нормировании сбросов и выбросов в окружающую среду токсическое действие урана не учитывается. В 2004 г. Всемирная организация здравоохранения (ВОЗ), изучив последствия применения обедненного урана, определила допустимое постоянное суточное поступление урана в растворимой форме в организм человека на уровне 0,6 мкг/кг массы тела в сутки [1].

Предел годового поступления ^{238}U для k -й возрастной группы населения по радиационному фактору рассчитан по формуле $ПГП_k = D / \epsilon_k$, где $D = 10^{-3}$ Зв/год, ϵ_k – дозовый коэффициент при пероральном поступлении ^{238}U , Зв/Бк. В таблице 1 представлены значения предела годового поступления ^{238}U пероральным путем для разных возрастных групп по радиационному и химическому фактору. Для всех возрастных групп населения предел годового поступления ^{238}U , рассчитанный с учетом его химической токсичности, примерно на 2 порядка величины ниже предела годового поступления по радиационному фактору. Таким образом, предел годового поступления ^{238}U должен быть установлен для разных возрастных групп населения с учетом, как радиационного фактора, так и рекомендаций ВОЗ и результатов исследований в области химической токсичности урана.

Таблица 1. Предел годового поступления ^{238}U для населения с учетом многофакторного воздействия

Возраст, год	$\epsilon_k, 10^{-7}$ Зв/Бк	Масса тела, кг	ПГП, радиационный фактор, Бк/год	ПГП, токсичность, Бк/год
1 – 2	1,2	10	8400	27
2 – 7	0,8	16	13000	44
7 – 12	0,68	28	15000	77
12 – 17	0,67	52	15000	142
> 17	0,45	70	22000	191

Список литературы

1. WHO – World Health Organization. Depleted uranium: sources, exposure and health effects. WHO, Geneva, 2001. 209 p.
2. WHO – World Health Organization. Uranium in drinking water. Background document for derivation of WHO guidelines for drinking-water quality. WHO, Geneva, 2004. 15 p.

РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА И ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ УЧАСТНИКОВ ЛИКВИДАЦИИ ПОСЛЕДСТВИЙ «КЫШТЫМСКОЙ АВАРИИ» 1957 ГОДА НА ТЕРРИТОРИИ ПРОМПЛОЩАДКИ ПО «МАЯК»

Василенко Е.К.¹, Аладова Е.Е.¹, Горелов М.В.², Князев В.А.², Колупаев Д.Н.²,
Боровитин Д.С.¹, Романов С.А.¹

¹Южно-Уральский институт биофизики ФМБА России, г. Озёрск Челябинской
обл., Россия

²Производственное объединение «Маяк» Росатом, г. Озёрск Челябинской обл.,
Россия

E-mail: romanov@subi.su

В сентябре этого года будет 65 лет с тех пор, как произошла первая и одна из наиболее серьезных радиационных аварий в истории атомной промышленности России – выброс радиоактивных веществ в атмосферу в результате взрыва хранившихся на ПО «Маяк» радиоактивных отходов.

Из-за существовавшего в то время режима секретности все сведения об аварии 1957 г. скрывались официальными властями от населения страны и от жителей Уральского региона, оказавшегося в зоне радиоактивного загрязнения. Официальная открытая информация и о ПО «Маяк», и об этой аварии появилась только в 1989 году.

С того времени было опубликовано большое количество исследований радиоэкологических последствий аварии на территории ВУРСа, а также оценок медицинских последствий для населения, проживавшего на загрязненных территориях, в то время как открытая информация о том, что происходило на территории промплощадки и о дозовых нагрузках ликвидаторов аварии, принявших на себя основной удар стихии, до сих пор очень ограничена.

В 2018 году специалистам ЮУриБФ стали доступны для изучения и опубликования документы из архивов ПО «Маяк», раскрывающие новые подробности того, в каких условиях радиационной обстановки и какими средствами работали персонал ПО «Маяк», привлеченные к ликвидации последствий аварии специалисты других предприятий и военные строители.

Архивные данные свидетельствуют о том, что в работах по ликвидации последствий аварии на промплощадке за весь период с 29 сентября 1957 года по конец 1959 года приняли участие 38 500 человек. Был привлечен персонал всех заводов и вспомогательных подразделений ПО «Маяк», попавших на след радиоактивного загрязнения. В состав сформированных санитарных отрядов входили работники Южно-Уральского управления строительства и военно-строительных частей, оснащенных необходимой техникой.

Выполнение значительных объемов работ в короткие сроки в условиях сложной радиационной обстановки привело к высоким уровням внешнего облучения как персонала ПО «Маяк», так и лиц, привлеченных к ликвидации

последствий аварии 1957 года. При этом дозы облучившихся во время и в первые часы после аварии ликвидаторов последствий взрыва варьировали от незначительных (10 мЗв) до максимальных в 1300 мЗв.

Коллективная доза, полученная во время аварии и при ликвидации ее последствий, составила $\approx 7\,300$ чел.-Зв. За три месяца 1957 года коллективная доза составила около 4480 чел.-Зв. Коллективные дозы, зарегистрированные в 1958 и 1959 гг., составили 2250 чел.-Зв и 480 чел.-Зв соответственно. Основные дозозатраты легли на привлеченных к ликвидации последствий аварии военных и гражданских строителей (2200 чел.-Зв), а также персонал ПО «Маяк» (1100 чел.-Зв).

Не останавливая работу производства (ни один из действующих атомных реакторов не был остановлен), основные работы по ликвидации последствий аварии на промплощадке ПО «Маяк» были закончены к концу 1959 года.

УГЛЕРОД-14 В ВЫБРОСАХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ И ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

Назаров Е.И.^{1,2}, Васянович М.Е.²

¹⁾ Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, г. Екатеринбург, Россия

²⁾ Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, Россия

E-mail: e.nazarov1005@gmail.com

Необходимым условием нормальной эксплуатации АЭС является приемлемое воздействие или приемлемый риск для человека и окружающей среды. Углерод-14, с периодом полураспада 5730 лет, является одним из основных дозообразующих радионуклидов, присутствующих в выбросах любых ядерных реакторов, независимо от их типа [1]. По своим химическим свойствам углерод-14 идентичен стабильному углероду-12. Поступая в окружающую среду в виде различных химических соединений, он встраивается в естественный углеродный цикл, а затем накапливается в растениях за счет фотосинтеза и по пищевым цепочкам попадает в организм человека. Опасность накопления радиоуглерода в тканях живых организмов обусловлена двумя факторами [2]:

- ионизирующим действием β -частиц и ядер отдачи азота, возникающих в результате распада ядра ^{14}C непосредственно в молекулах органических соединений, для которых он становится внутренним облучателем.
- мутагенными нарушениями в клетках живых организмов: изменение химического состава молекулы в результате превращения при радиоактивном распаде атома ^{14}C в атом ^{14}N .

Важным практическим способом подтверждения безопасной работы предприятий ядерного топливного цикла (ЯТЦ) является постоянный мониторинг не только источника выброса, но и компонентов экосистем, подверженных длительному воздействию этих предприятий [3]. В качестве таких компонентов могут выступать годовые кольца деревьев.

В работе представлен анализ концентрации углерода-14 в годовых кольцах сосен в окрестности объектов использования атомной энергии, являющихся источником выброса ^{14}C . Анализ выполнен методом ускорительной масс-спектрометрии в Институте ядерной физики им. Г. И. Будкера СО РАН. Концентрация ^{14}C в годовых кольцах деревьев находится в диапазоне от $116,0 \pm 4,4$ до $192,0 \pm 8,5$ рМС.

Список литературы

1. M. Vasyanovich et al. Nuclear Engineering and Technology., 2019, vol. 51, iss. 4, p. 1176-1179.
2. Рублевский В.П., Яценко В.Н. Атомная энергия. – 2018. – Т. 125. № 5. – С. 301-306.
3. Мониторинг окружающей среды и источников для целей радиационной защиты: серия норм безопасности МАГАТЭ, №. RS-G-1.8, 2016.

ОЦЕНКА ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ КОЖНЫХ ПОКРОВОВ ПРИ ИХ ЗАГРЯЗНЕНИИ РАДИОНУКЛИДАМИ

Онищенко А.Д., Жуковский М.В.

Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, Россия

E-mail: onischenko@ecko.uran.ru

В практике обеспечения радиационной безопасности необходимо рассматривать ситуацию загрязнения кожных покровов радионуклидами. Загрязнение кожи никогда не бывает однородным, оно преимущественно локализуется на определенных участках тела (например, кисти рук). Возможно возникновение ситуаций, когда происходит облучение, обусловленное «горячими частицами» - дискретными радиоактивными источниками размером до 1 мм. Оценка эквивалентных доз в коже должна проводиться при помощи расчетов, основанных на результатах измерений поверхностного загрязнения радионуклидами кожных покровов. Основной задачей является выявление максимальной плотности загрязнения, усредненной по площади 1 см^2 , и, при необходимости, определение активности «горячей частицы», зафиксированной на поверхности кожи.

Стандартные средства контроля радиоактивного загрязнения кожных покровов не позволяют оценить эквивалентную дозу в коже, усредненную по площади 1 см^2 , в том числе от «горячих частиц». Поэтому оценка поверхностного загрязнения кожных покровов радионуклидами с пространственным разрешением 1 см^2 может быть выполнена при использовании дополнительных средств измерений (насадка-коллиматор на стандартный детектор или специализированные приборы, снабженные датчиком с площадью входного окна детектора 1 см^2), имеющих соответствующее методическое и метрологическое обеспечение.

Для предприятий ядерного топливного цикла был разработан алгоритм действий при обнаружении поверхностного загрязнения кожных покровов радионуклидами, позволяющий оценить значения эквивалентной дозы в коже с пространственным разрешением 1 см^2 . Поступки персонала определяются возможным превышением двух уровней действия. В одном случае достаточно провести оценку дозы без идентификации радионуклидов с использованием консервативного подхода (единое значение дозового коэффициента $1,6 \cdot 10^{-3} \text{ (мЗв/ч)/(Бк/см}^2\text{)}$). При превышении второго уровня действия необходима идентификация радионуклидов с применением спектрометрических методов и расчет эквивалентной дозы в коже, усредненной на 1 см^2 , от каждого радионуклида.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СИСТЕМЫ ИДК НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА РАБОЧИХ МЕСТАХ ОИАЭ

Пышкина М.Д., Васильев А.В.

Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, Россия

E-mail: maria1pyshkina@gmail.com

Принципы ALARA требуют поддержания минимально возможного и достижимого уровня как индивидуальных (ниже пределов, установленных применимыми стандартами), так и коллективных доз облучения с учетом социальных и экономических факторов. В ходе выполнения работ персонал объектов использования атомной энергии подвергается как внешнему, так и внутреннему воздействию ионизирующего излучения. В отличие от дозиметрии фотонного излучения, в дозиметрии нейтронного излучения до сих пор множество сложных и нерешенных полностью задач. Энергетические спектры реальных нейтронных полей в различных частях ядерно-физических установок и в помещениях за биологической защитой, а также спектры нейтронного излучения свежего и/или отработавшего ядерного топлива и радиоизотопных источников очень разнообразны по форме и располагаются в широком энергетическом диапазоне от сотых долей эВ (тепловые нейтроны) до единиц и десятков МэВ (быстрые нейтроны), то есть охватывают не менее 9 порядков по энергии. Широкий диапазон энергий нейтронов в большинстве случаев приводит к неправильной оценке индивидуальной дозы персонала, поскольку энергетическая зависимость чувствительности отдельных индивидуальных дозиметров отличается от удельного индивидуального эквивалента дозы. Существует три подхода к решению этой проблемы. Первый - разработать калибровочные (опорные) поля, которые характерны для спектров, встречающихся на рабочих местах персонала объектов использования атомной энергии. Может оказаться, что конкретный «реалистичный» калибровочный спектр будет необходим для каждого рабочего места персонала. Второй подход включает в себя применение поправочного коэффициента к показаниям дозиметра, который рассчитывается с использованием известной функции отклика дозиметра и энергетического спектра рабочего поля. Однако в этом случае дозиметры будут пригодны только для ограниченного числа рабочих мест. Третий подход заключается в разработке такого дозиметра, ЭЗЧ которого соответствует удельной эффективной дозе. Наиболее точные и простые оценки эффективной дозы при воздействии нейтронного излучения на персонал могут быть получены с использованием информации о энергетическом распределении нейтронов на рабочем месте персонала. Измерение спектра нейтронного излучения различных источников является сложной и не полностью решенной во всем мире проблемой. В работе представлены результаты экспериментальных работ по определению условно истинного значения индивидуального и амбиентного эквивалентов доз.

Работа выполнена при поддержке гранта Президента Российской Федерации (грант № МК-4027.2021.4)

ИЗУЧЕНИЕ СВОЙСТВ ОСТЕКЛОВАННЫХ ВАО ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИХ ВЛИЯНИЯ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ, ПОДТВЕРЖДЕНИЯ КАЧЕСТВА ОСТЕКЛОВАННЫХ ПРОДУКТОВ

Старовойтов Н.П.¹, Ремизов М.Б.¹, Козлов П.В.¹,
Дудкин В.А.¹, Сметанин М.Ю.¹, Семенов М.А.¹, Зубриловский Е.Н.¹,
Глушкова Н.В.², Кинев Е.А.², Карагерги Р.П.

¹⁾ ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, Россия

²⁾ АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный, Россия

E-mail: Starov-nik@yandex.ru

На ФГУП «ПО «Маяк» накоплено и будет образовываться значительное количество РАО 1 класса – остеклованные ВАО. В дальнейшем данные отходы должны быть переданы в ПГЗРО, для создания и долговременной безопасной эксплуатации которого необходима детальная их характеристика. Однако, проводимые на ФГУП «ПО «Маяк» в течение последних нескольких лет работы по организации возврата остеклованных ВАО за рубеж, а также начатые в 2017 году работы по созданию методических основ системы характеризации остеклованных ВАО [1] свидетельствуют, что существующий объем данных по остеклованным ВАО недостаточен как с точки зрения описания их свойств, так и с точки зрения паспортизации упаковок с РАО 1 класса. С 2019 году в направлении по созданию материально-технической и методической базы по отбору проб и исследованию остеклованных ВАО проведено изучение ряда физико-механических характеристик остеклованных ВАО на модельных неактивных образцах на базе АО «ИРМ», а также теплофизических – на ФГУП «ПО «Маяк».

Цель работы – Получение исходных данных по свойствам остеклованных ВАО (РАО 1 класса) для обоснования безопасности их влияния на окружающую среду при глубинном геологическом захоронении, подтверждения качества остеклованных продуктов переработки ОЯТ зарубежным партнерам.

Для определения термической стойкости и других теплофизических свойств алюмофосфатных и боросиликатных стекол различного состава использовали метод дифференциальной сканирующей калориметрии. Эксперименты проводили на STA 449 F3 Jupiter. В ходе исследования определяли температуру стеклования/размягчения и температуру начала кристаллизации образцов. Для алюмофосфатной матрицы температура стеклования составила 439 °С, а боросиликатной 536 °С. Большая часть фазовых переходов при кристаллизации стекла (выделение той или иной кристаллической фазы) сопровождается экзотермическими эффектами достаточно большой величины, которые отчетливо распознаются на кривой

теплового потока. Такие процессы, как стеклование стекла и плавление кристаллических фаз являются эндотермическими процессами.

Получили расчетные данные по накопленной поглощенной дозе в алюмофосфатном стекле, размещенном в хранилище остеклованных ВАО. Установили, что средняя накопленная поглощенная доза в стекле до значения 10^8 Гр достигается приблизительно за 2,9 года, а за 1000 лет – до $4,3 \cdot 10^9$ Гр [2].

Проведенное экспериментальное изучение ряда физико-механических характеристик остеклованных ВАО на модельных неактивных образцах на базе АО «ИРМ», а также теплофизических – на ФГУП «ПО «Маяк», позволило существенно расширить наше представление, по свойствам остеклованных ВАО (РАО 1 класса), а также скорректировать критерии качества получаемого стекла, внести предложения для изменения в федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии в НП-019. В частности критерием термической стойкости стеклоподобного компаунда и сохранение его свойств является требование по температуре хранения при условиях, когда температура должна быть на 100 °С ниже температуры стеклования [2].

Завершение этапа создания материально-технической базы на базе АО «ИРМ», на ФГУП «ПО «Маяк» позволит приступить к изучению характеристик остеклованных ВАО на активных образцах. Необходимо дополнить существующий объем данных по активным остеклованным ВАО, как с точки зрения описания их свойств, так и с точки зрения паспортизации упаковок с РАО 1 класса, подтверждения качества остеклованных продуктов переработки ОЯТ зарубежным партнерам.

Список литературы

1. Протокол рабочей встречи о захоронении остеклованных ВАО: протокол / ФГУП «ПО «Маяк». – № 193-5.8/1672 от 17.04.2017. – 10 с.
2. НП-019-15 Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. – Введ. 2015–07–27 в ред. Приказа Ростехнадзора от 13.09.2021 N 299. – М.: Ростехнадзор, 2015. – 31 с.

МОНИТОРИНГ АТМОСФЕРНЫХ ВЫПАДЕНИЙ ЗАГРЯЗНИТЕЛЕЙ ВОЗДУХА НА ОСНОВЕ АНАЛИЗА МХОВ-БИОМОНИТОРОВ

Фронтасьева М. В.

Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Московская область,
Россия

E-mail: marina@nf.jinr.ru

Дан краткий исторический обзор основных этапов развития методики биомониторинга мхов, применяемой для изучения атмосферных выпадений микроэлементов, азота, стойких органических загрязнителей (СОЗ), радионуклидов техногенного и природного происхождения, а также космической пыли. Показана актуальность этих исследований для Конвенции UNECE о трансграничном загрязнении воздуха на большие расстояния (CLRTAP). Приведены примеры многолетней деятельности созданной в 1987 г. Международной Кооперативной Программы по воздействию загрязнения воздуха на естественную растительность и сельскохозяйственные культуры (ICP Vegetation), иллюстрирующие тенденции поведения в больших масштабах таких загрязнителей воздуха, как тяжелые металлы, азот и стойкие органические загрязнители. В соответствии с долгосрочной стратегией Конвенции CLRTAP по расширению участия и улучшению качества воздуха в Восточной Европе, на Кавказе, в Центральной Азии и Юго-Восточной Европе, в Программу вошли республики бывшего Советского Союза – Армения, Азербайджан, Грузия, Молдова, Казахстан и Узбекистан. В России было сформировано около 15 научных групп для сбора проб мхов в Северной и Центральной России, Западной Сибири и на Дальнем Востоке России (Камчатка и Сахалин). На сегодняшний день 42 страны, выразили желание участвовать в обследовании мхов 2020-2021-2022 годов. Рассмотрены аналитические методы и подходы к интерпретации данных. Обсуждается возможность применения биомониторинга в оценке загрязнения окружающей среды тяжелыми металлами и радионуклидами в районах расположения ядерных объектов Российской Федерации.

ДЕТЕКТОР ИОНОВ НА ОСНОВЕ ВРЕМЯ-ПРОЕКЦИОННОЙ КАМЕРЫ НИЗКОГО ДАВЛЕНИЯ ДЛЯ УСКОРИТЕЛЬНОЙ МАСС- СПЕКТРОМЕТРИИ

Бондарь А. Е.^{1,2}, Бузулуцков А. Ф.^{1,2}, Пархомчук В. В.^{1,2},
Петрожицкий А. В.^{1,2}, Соколов А. В.^{1,2}, Шакирова Т. М.^{1,2}

¹Институт ядерной физики им. Г. И. Будкера СО РАН

²Новосибирский государственный университет

E-mail: shakirova_tamara@mail.ru

Предложен новый метод идентификации ионов для ускорительной масс-спектрометрии на основе измерения длин пробегов ионов. Для проверки принципа действия метода была создана время-проекционная камера низкого давления с усилением зарядового сигнала с помощью толстого газового электронного умножителя, в которой были успешно зарегистрированы треки альфа-частиц от разнообразных радиоактивных источников. В частности, с высокой точностью (около 2%) были измерены их длины пробегов. Было проведено моделирование и показано, что с помощью метода измерения длин пробегов ионов можно эффективно разделять изобарные ионы бора и бериллия (на уровне 10 сигма). Ожидается, что данная методика будет использоваться на УМС в Новосибирске для датировки геологических объектов, в частности в геохронологии кайнозойской эры.

ВЛИЯНИЕ ДЕТАЛИЗАЦИИ МИКРОАРХИТЕКТУРЫ КОСТИ НА ОЦЕНКУ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ККМ ОТ ИНКОРПОРИРОВАННЫХ^{89,90} **SR**

Шарагин П.А.¹, Шишкина Е.А.^{1,2}, Толстых Е.И.¹, Смит М.А.³, Дегтева М.О.¹

¹Уральский научно-практический центр радиационной медицины, Челябинск,
Россия

²Челябинский государственный университет, Челябинск, Россия

³Тихоокеанская северо-западная национальная Лаборатория, Ричланд, штат
Вашингтон, США

E-mail: sharagin@urcrm.ru

Радиоактивное загрязнение реки Теча и прилегающих территорий произошло в результате деятельности производственного объединения "Маяк" в 1950-х годах. В эпидемиологических исследованиях, проведенных для жителей реки Теча, было выявлено увеличение риска развития лейкозов, связанного с дозой облучения красного костного мозга (ККМ) [1]. Наиболее значимыми радионуклидами, с точки зрения дозиметрии ККМ, были остеотропные ^{89,90}Sr. В этом контексте важной задачей является дозиметрическое моделирование скелета для расчета коэффициентов (DFs), позволяющих конвертировать активность радионуклида в костной ткани в дозу, поглощенную в ККМ. Расчет DFs производится путём имитации транспорта излучений в кости и костном мозге. Существует 2 подхода к моделированию костной ткани: 1) ткань-источник и ткань-мишень в составе губчатой кости совпадают и описываются как гомогенная среда; 2) отдельное моделирование костных трабекул (ткань-источник) и ККМ (ткань-детектор), т.е. детальное описание микроархитектуры губчатой кости. Реалистичное моделирование микроструктуры – долгий и сложный процесс, поэтому важно оценить необходимость использования данного метода для костной дозиметрии.

Целью данной работы является сравнение результатов дозиметрического моделирования ^{90,89}Sr в скелете человека в приближении однородной губчатой кости и с учетом её микроархитектуры на примере скелета новорожденного.

Материалы и методы: для моделирования фантома скелета новорожденного с учетом детального описания микроархитектуры была использована методика стохастического моделирования костных тканей, SPSPD-моделирование [2]. В рамках данного подхода основные кроветворные участки скелета, которые выбраны в соответствии с литературными данными о распределении ККМ были разделены на сегменты, описываемые простыми

геометрическими формами. Параметры микро- и макроструктуры фантомов основаны на опубликованных морфометрических и гистоморфометрических данных. Спектры излучения ^{89}Sr и $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$ в равновесии, были включены в Монте-Карло расчеты имитации транспорта электронов и фотонов, которые проводились с использованием MCNP 6.2. В итоге были получены DFs для $^{89,90}\text{Sr}$ инкорпорированных скелете новорожденного с учетом микроархитектуры костной ткани. Для этих же фантомов были рассчитаны DFs для $^{89,90}\text{Sr}$ в приближении однородной губчатой кости.

Результаты: DFs для ^{90}Sr и ^{89}Sr , инкорпорированных в трабекулярной кости, рассчитанные для фантомов, имитирующих костную микроархитектуру, составили $5,4 \times 10^{-11}$ и $3,3 \times 10^{-11}$ Гр/с на Бк/г, соответственно. DFs рассчитанные для фантомов в приближении однородной губчатой кости составили $1,1 \times 10^{-10}$ Гр/с на Бк/г- для ^{90}Sr и $6,6 \times 10^{-11}$ Гр/с на Бк/г - для ^{89}Sr . Таким образом, моделирование губчатой кости как однородной среды может привести к завышению DFs более чем в 2 раза, что необходимо учитывать при дозиметрии остеотропных радионуклидов.

Список литературы

1. L.Y. Krestinina, F.G. Davis, S. Schonfeld, D.L. Preston M.O. Degteva, S. Epifanova, A.V. Akleyev. Leukaemia incidence in the Techa River Cohort: 1953-2007. Br j Cancer <https://doi.org/10.1038/bjc.2013.614>, 2017.
2. M.O. Degteva, E.I. Tolstykh, E.A. Shishkina, P.A. Sharagin, V.I. Zalyapin, A. Yu. Volchkova, M.A. Smith, B.A. Napier. Stochastic parametric skeletal dosimetry model for humans: General approach and application to active marrow exposure from bone-seeking beta-particle emitters. PLOS ONE <https://doi.org/10.1371/journal.pone.0257605>, 2021.

НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ОЦЕНОК ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ ДЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ЭПИДЕМИОЛОГИИ: ОПЫТ ИССЛЕДОВАНИЙ В УРАЛЬСКОМ РЕГИОНЕ

Шишкина Е.А.^{1, 2}, Напье Б.А.³, Престон Д.Л.⁴, Дегтева М.О.¹

¹⁾ ФГБУН Уральский научно-практический центр радиационной медицины ФМБА России, г. Челябинск, Россия

²⁾ ФГБОУ Челябинский государственный университет, г. Челябинск, Россия

³⁾ Тихоокеанская северо-западная национальная Лаборатория, Ричланд, штат Вашингтон, США

E-mail: lena@urcrm.ru

Исследования последствий радиационного воздействия требуют дозиметрической поддержки. Требования к дозиметрии, согласно [1], следующие: 1) расчет поглощенных доз в органах (вместо эффективных доз); 2) описание динамики накопления доз; 3) предпочтительны индивидуальные, а не средне-групповые дозы; 4) оценки должны быть как можно более аккуратны. При неконтролируемых радиационных ситуациях, как в случае радиоактивного загрязнения окружающей среды, строгое выполнение всех этих требований невозможно. Дозы восстанавливают путем моделирования переноса радионуклидов в окружающей среде; опираются на средне-популяционные режимы поведения и рационы питания, общие закономерности биокинетики радионуклидов и физических процессов переноса излучений. То есть, дозы реконструируют с неопределенностью, в структуре которой большую долю составляет “общая” компонента, связанная со средне-групповыми оценками. Неопределенности (в основном их общая компонента) могут существенно влиять на оценку радиационного риска и ее статистическую значимость. Современные дозиметрические системы включают в себя не только оценки доз, но и характеристики их неопределенностей, чтобы при расчете риска учесть не только статистические флуктуации данных для выбранной регрессионной модели, но и неопределенности доз [2].

В частности, эпидемиологические исследования для населения Уральского региона, подвергшегося облучению от радиоактивного загрязнения окружающей среды (ПО Маяк) в середине прошлого века, опираются на дозиметрическую систему TRDS, где индивидуальные дозы на органы восстановлены для тех, кто проживал вблизи р. Течи и/или территории Восточно-Уральского радиоактивного следа (ВУРСа). На рисунке (рис. 1) показаны примеры оценок динамики накопления доз в RBM и желудке (Stomach), и их неопределенности (90% доверительный интервал) для 2х человек. Рисунок иллюстрирует многократные реализации вариантов расчета доз методом Монте-Карло, при вариации параметров TRDS с учетом стохастических и общих компонент их неопределенностей.

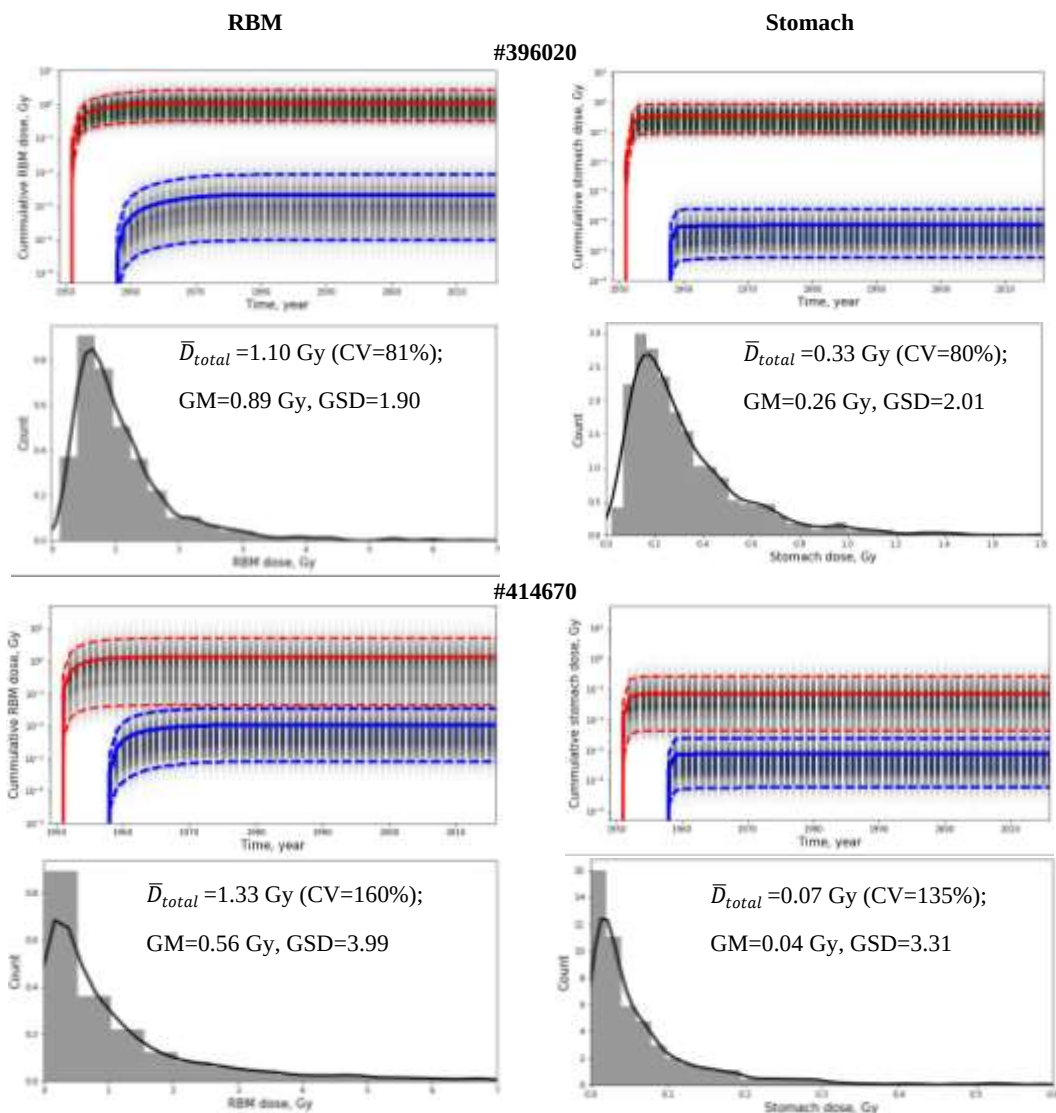


Рис. 1. Примеры реконструкции динамики накопления доз от проживания на р. Тече (красным) и ВУРСе (синим), а также вероятностное описание суммарной накопленной дозы (гистограмма) для 2х человек (#396020 и #414670).

Присутствие ^{90}Sr на загрязненных территориях привело к неоднородному распределению доз в различных компартментах организма (дозы на красный костный мозг (RBM) могли на порядок превышать таковые на мягкие ткани). В работе обсуждаются вклады разных источников в неопределенность доз и возможное влияние неопределенности на оценки рисков.

Список литературы

1. A. Bouville, L. Anspaugh, G.W. Beebe. What is desirable and feasible in dose reconstruction for application in epidemiological studies? (UCRL-JC--123709). United States, 1996.
2. Z. Zhang, D.L. Preston, M. Sokolnikov, B.A. Napier, M. Degteva, B. Moroz, V. Vostrotin, E.A. Shiskina, A. Birchall, D.O. Stram. Correction of confidence intervals in excess relative risk models using Monte Carlo dosimetry systems with shared errors. PLOS ONE <https://doi.org/10.1371/journal.pone.0174641>, 2017

РОЛЬ ЯДЕРНОЙ И ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ В РАСШИРЕНИИ ТОПЛИВОЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ БАЗЫ, СОХРАНЕНИИ КЛИМАТА И РЕШЕНИИ ПРОБЛЕМЫ НЕДОСТАТКА ПРЕСНОЙ ВОДЫ

Щеклеин С.Е.

Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н.

Ельцина г. Екатеринбург, Россия

E-mail: s.e.shcheklein@urfu.ru

В докладе приведено расчетное обоснование концепции расширения топливно-энергетической базы [1-3] и снижении объемов эмиссии парниковых газов при совместном использовании органического и ядерного топлива в структуре гибридных атомно-тепловых электростанций. Показано, что технологическая схема (выработка насыщенного пара в ЯППУ, а затем перегрев до максимально достигнутых в теплоэнергетике параметров за счет органического топлива) приводит к снижению удельных расхода газового топлива на производство электрической энергии на 25-30%, выбросов продуктов сгорания в 2,5 раза (по сравнению ТЭС), потребления технической воды (по сравнению с АЭС) в 1,5 раза.

Указывается, на возможность расширения топливной базы современно ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах путем использования освоенных (реакторы бродеры) и перспективных (гибридные термоядерные реакторы) технологий [4,5].

Коренным достоинством, рассмотренного комплекса- ЯППУ-ТЭС является его реализуемость в короткий период времени со значительным снижением углеродного следа в единице произведенной энергии, что является важным условием устойчивого роста энергетического производства при сохранении экологического равновесия в геосфере.

Список литературы

1. Асмолов В.Г., Гусев И.Н., Казанский В.Р., Поваров В.П., Стацура Д.Б. Головной блок нового поколения - особенности проекта ВВЭР-1200. Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2017. № 3. С. 5-21.
2. Пономарев-Степной Н.Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР. Атомная энергия. 2016. Т. 120. № 4. С. 183-190.
3. Адамов Е.О., Соловьев Д.С. Ядерная энергетика - вызовы и решение проблем. Энергетическая политика. 2017. № 3. С. 21-30.
4. Велихов Е.П., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Заметки о будущем ядерной энергетики. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез. 2019. Т. 42. № 1. С. 5-14
5. Щепетина Т. Д. О повышении КПД энергоблоков с водо-водяными реакторами (ВВР) // Энергия: экономика, техника, экология. 2010. №12. С. 21-29.

РАДОН В СОВРЕМЕННОМ РОССИЙСКОМ ГОРОДЕ – ОСНОВНЫЕ ИТОГИ ВЫПОЛНЕНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ПРОЕКТА

Ярмошенко И.В.

Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, Россия

E-mail: ivy@ecko.uran.ru

По данным исследования, проведенного в восьми крупных городах, содержание радона в атмосфере городских зданий в целом является невысоким: средняя объемная активность (ОА) радона 25 Бк/м^3 , что соответствует эффективной дозе $1,1 \text{ мЗв/год}$. Прогнозируемая доля зданий с ОА радона выше 100 Бк/м^3 составляет $0,42\%$. Для изучения условий формирования уровня ОА радона проведены обследования жилищ с использованием продолжительных временных серий ОА радона и неразрушающего контроля содержания ^{226}Ra в строительных материалах. Исследования показали, что в многоэтажных энергоэффективных зданиях по сравнению с типовыми многоэтажными зданиями второй половины XX века снижается кратность воздухообмена, вследствие чего ОА радона повышается в среднем в 1,5 раза. При определенных условиях, которые включают низкую кратность воздухообмена и относительно высокую удельную активность ^{226}Ra в строительных материалах (более 80 Бк/кг), в квартирах многоэтажных зданий повышенного класса энергоэффективности создаются условия для превышения нормируемого уровня ОА радона. Дальнейшее распространение технологий строительства энергоэффективных зданий и полный вывод из эксплуатации зданий пониженного класса энергоэффективности в будущем приведет к увеличению средней величины ОА радона в городских зданиях до 36 Бк/м^3 и увеличению доли зданий с превышением уровня 100 Бк/м^3 до $2,8\%$. Разработка мероприятий по снижению поступления радона из строительных материалов является комплексной задачей, требующей рассмотрения механизмов вентиляции помещения с учетом необходимости соблюдения комфортных условий проживания и требований энергоэффективности. Проведенная оценка риска показала, что при реализации наиболее благоприятного сценария социально-экономического развития общества, в том числе существенного увеличения ожидаемой продолжительности жизни за счет приверженности здоровому образу жизни и отказа от курения, вклад радона в общую смертность увеличится. Сохранение тенденции повышения энергоэффективности коммунальной сферы за счет снижения воздухообмена приведет в перспективе к многократному повышению вклада радона в общую смертность городского населения России с $0,1\text{--}0,2\%$ до $0,5\%$.

МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ СРЕДНЕГОДОВОЙ ЭРОА ТОРОНА В ЖИЛЫХ ЗДАНИЯХ

Изгагин В. С., Онищенко А. Д., Жуковский М. В.

Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург, Россия

E-mail: v.s.izgagin@urfu.ru

Проблема облучения человека радоном и торона уже многие годы не теряет своей актуальности, обогащаясь новыми методами и способами оценки эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА) этих изотопов в жилых зданиях. Данная работа не является исключением и предлагает новый подход к измерению ЭРОА торона в жилых зданиях и сооружениях.

Существующие методы оценки ЭРОА торона технически более сложные, чем методы для оценки ЭРОА радона. Кроме того, широко распространенный метод измерения при помощи трековых детекторов имеет недостатки, связанные с неопределенностью в оценке скорости осаждения аэрозолей и неравномерностью профиля активности вблизи поверхности детектора. На данный момент традиционным методом измерения ЭРОА торона является аспирационный метод отбора пробы на аэрозольный фильтр, выдержка его в течение 5-8 часов до полного распада дочерних продуктов радона и последующее измерение активности альфа-излучающих изотопов на фильтре [1].

Предлагаемый в работе метод позволяет по результатам параллельных суточных измерений объемной активности Pb-212 и Rn-222 в течение 3–5 дней, а также продолжительных измерений объемной активности (ОА) радона (в течение нескольких месяцев), оценить значение среднегодовой ЭРОА торона в помещении с неопределенностью порядка 25%.

Для реализации данного метода была выдвинута гипотеза о том, что соотношение между ОА радона и Pb-212 практически не зависит от кратности воздухообмена. Данная гипотеза была подтверждена результатами компьютерного моделирования в программном пакете RESRAD Building и экспериментальными измерениями, проведенными в Институте промышленной экологии УрО РАН и ряде жилых домов города Екатеринбург.

Кроме того, для верификации предлагаемого метода был проведен ряд измерений в домах Екатеринбурга, Москвы, Санкт-Петербурга и других городах. При помощи неразрушающего метода измерения удельной

активности природных радионуклидов в строительных материалах установлена статистически значимая связь объёмной активности торона с ОА Pb-212. Данная зависимость была выражена в виде линейной зависимости вида $C_{Pb-212} = 0.40 + 0.015 C_{Rn-220}$, где C_{Pb-212} – объёмная активность Pb-212, C_{Rn-220} – объёмная активность торона [2].

По результатам выполненной работы была сформулирована и описана методика определения среднегодовой ЭРОА торона по результатам параллельных измерений среднесуточных значений объёмной активности Pb-212 и Rn-222, а также результатам измерения среднегодовой ОА радона в данном жилом помещении.

Список литературы

1. Киселев С.М., Жуковский М.В., Стамат И.П., Ярмошенко И.В. Радон: От фундаментальных исследований к практике регулирования. М.: Изд-во «ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России», 2016. – 432 с.
2. Zhukovsky, M.V., Onishchenko, A.D., Izgagin, V.S. A pilot study of indoor thoron and ^{212}Pb concentrations in residential buildings in Ekaterinburg, Russia / Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2021. P. 851-858.