Часть 1

ОРИГИНАЛЬНЫЕ СТАТЬИ

DOI: <https://doi.org/10.31089/1026-9428-2021-61-9-558-566>

УДК 613.6

Коллектив авторов, 2021

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

ФГБУ «Государственный научный центр Российской Федерации — Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна» ФМБА России, ул. Живописная, 46, Москва, Россия, 123182

Обоснована необходимость осуществления специальной программы радиационно-гигиенического сопровождения работ с нитридным топливом для реакторов на быстрых нейтронах. Показано, что при современных темпах реализации проектного направления «Прорыв», в условиях, когда достижения в научных исследованиях приводят к пересмотру конструкторских и технологических решений, управлять радиационно-гигиеническим сопровождением можно только в режиме, обеспечивающем быстрый отклик на изменения реальной производственной и экологической обстановки.

Ключевые слова: радиационная гигиена; нитридное топливо; СНУП топливо; реактор на быстрых нейтронах; экология
Для цитирования: 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. *Мед. труда и пром. экол.* 2021; 61(9): 558–566. <https://doi.org/10.31089/1026-9428-2021-61-9-558-566>

Для корреспонденции: Попченко Марина Эммовна, ст. науч. сотр., ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, канд. хим. наук. E-mail: mar.popchenko@mail.ru

Участие авторов:

Шинкарев С.М., Цовьянов А.Г., Попченко М.Р.

— концепция и дизайн исследования;

Попченко М.Р.

— сбор и обработка данных;

Попченко М.Р., Симаков А.В., Коренков И.П.

— написание текста;

Цовьянов А.Г., Симаков А.В., Клочков В.Н., Коренков И.П.

— редактирование.

Финансирование. Исследование не имело спонсорской поддержки.**Конфликт интересов.** Авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов.

Дата поступления: 30.07.2021 / Дата принятия к печати: 08.10.2021 / Дата публикации: 20.10.2021

Marina R. Popchenko, Alexander G. Tsovyanov, Sergei M. Shinkarev, Anatoly V. Simakov, Vladimir N. Klochkov, Igor P. Korenkov

Radiation-hygienic support of work with nitride fuel for fast reactors: problems, achievements and prospects. Initial position

A.I. Burnasyan Medical Biophysical Center, 46, Zhivopisnaya str., Moscow, Russia, 123182

The article is devoted to the substantiation of the need to implement a special program of radiation-hygienic support of work with nitride fuel for fast neutron reactors. It is shown that at the current pace of implementation of the project direction "Breakthrough", in conditions when achievements in scientific research lead to a revision of design and technological solutions, it is possible to manage radiation and hygiene support only in a mode that provides a quick response to changes in the real production and environmental situation.

Keywords: radiation hygiene; nitride fuel; uranium-plutonium mixed nitride fuel (UPMN fuel); fast reactor; ecology

For citation: Popchenko M.R., Tsovyanov A.G., Shinkarev S.M., Simakov A.V., Klochkov V.N., Korenkov I.P. Radiation-hygienic support of work with nitride fuel for fast reactors: problems, achievements and prospects. Initial position. *Med. truda i prom. ekol.* 2021; 61(9): 558–566. <https://doi.org/10.31089/1026-9428-2021-61-9-558-566>

For correspondence: Marina R. Popchenko, senior researcher, A.I. Burnasyan Medical Biophysical Center; PhD Chem. E-mail: mar.popchenko@mail.ru

Information about the authors: Popchenko M.R. <https://orcid.org/0000-0003-0499-3516>

Shinkarev S.M. <https://orcid.org/0000-0003-0844-4733>Simakov A.V. <https://orcid.org/0000-0002-9343-0477>Klochkov V.N. <https://orcid.org/0000-0003-3602-6141>Korenkov I.P. <https://orcid.org/0000-0002-3879-1245>**Contribution:**

Shinkarev S.M., Tsovyanov A.G., Popchenko M.R.

— study concept and design;

Popchenko M.R.

— collection and processing of data;

Popchenko M.R., Simakov A.V., Korenkov I.P.

— writing text;

Tsovyanov A.G., Simakov A.V., Klochkov V.N., Korenkov I.P.

— editing.

Funding. The study had no funding.**Conflict of interests.** The authors declare no conflict of interests.

Received: 30.07.2021 / Accepted: 08.10.2021 / Published: 20.10.2021

Введение. В настоящее время Госкорпорация «Росатом» осваивает технологии, необходимые для решения стратегической задачи по созданию в России замкнутого ядерного топливного цикла и двухкомпонентной атомной энергетики с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах. В результате внедрения замкнутого ядерного топливного цикла за счёт расширенного воспроизводства ядерного «горючего» существенно увеличится топливная база атомной энергетики, а также появится возможность уменьшить объёмы радиоактивных отходов благодаря «выжиганию» опасных радионуклидов. Поставленная задача выполнима, поскольку Россия является общепризнанным лидером в технологиях строительства реакторов на быстрых нейтронах.

Госкорпорация «Росатом» с 2011 года реализует на АО «СХК» проект «Прорыв» по созданию технологии замкнутого топливного цикла. В Северске появится реактор на быстрых нейтронах «БРЕСТ-ОД-300» с пристанционным производством уран-плутониевого нитридного топлива, в которое входит модуль фабрикации / рефабрикации топлива — МФР. Запуск реактора запланирован на 2026 год¹.

Цель исследования — обоснование необходимости разработки и осуществления специальной программы радиационно-гигиенического сопровождения работ с нитридным топливом для реакторов на быстрых нейтронах, поскольку:

- к настоящему времени отсутствует научная база для установления гигиенических нормативов работы персонала с нитридными соединениями урана и плутония. В качестве первостепенной важности представляется необходимость проведения радиационно-гигиенических исследований по изучению последствий радиационного и токсикологического воздействия СНУП топлива на организм человека на всех стадиях замкнутого ядерного топливного цикла;
- отсутствуют гигиенические требования и нормативы обращения с нитридными соединениями урана, плутония и младших актинидов в штатных условиях работы предприятий. Необходимо установить нормативы по объёмной активности различных соединений урана и плутония в воздухе производственных помещений и в выбросах в окружающую среду, а также по поступлению этих соединений в организм персонала и населения;
- отсутствует научно обоснованный прогноз последствий радиационного воздействия на персонал и население нитридных соединений урана и плутония в случае радиационных аварий и инцидентов с выбросом радиоактивных веществ в производственные помещения и в атмосферу;
- отсутствуют конкретные нормативные и методические документы по обеспечению радиационной защиты персонала и населения в условиях применения новых материалов и новых технологий.

Реакторы IV поколения. В создании качественно новой атомной энергетики велика роль международного сотрудничества. Международный форум «Поколение IV»

¹ Наталья Никителова, президент АО «ТВЭЛ»: «На строительство реактора «БРЕСТ» в Северске в 2020 году будет потрачено 4 млрд руб.». Электронный ресурс <https://www.atomic-energy.ru/statements/2020/03/03/101878> дата 03.03.2020 (in Russian).

(GIF) — Международная целевая группа, осуществляет обмен результатами НИОКР в целях разработки передовых технологий ядерных реакторов. GIF был инициирован в 2000 году Министерством энергетики США. Международный коллектив представляет правительства 13 стран, где ядерная энергия имеет большое значение. При создании GIF в её состав вошли представители Аргентины, Бразилии, Канады, Франции, Японии, Южной Кореи, Южной Африки, Великобритании и США. Позже к ним присоединились Швейцария, Китай, Россия, Австралия и, в рамках программы исследований и подготовки кадров Евратома, Европейский Союз. Задача GIF — к 2030–2040 годам предложить мировому сообществу готовые к реализации проекты ядерных энергетических систем IV поколения. Термин «система» относится к реакторной установке и её полному топливному циклу. Оценка всего топливного цикла очень важна при определении эффективности физической защиты и устойчивости по критерию нераспространения².

По данным GIF³, реакторы на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем на основе свинца (LFR) или эвтектического сплава свинца-висмута (LBE) поддерживают работу при низком давлении теплоносителя, имеют очень хорошие термодинамические свойства и относительно инертны в отношении взаимодействия с воздухом или водой. Они могут иметь несколько областей применений, включая производство электроэнергии, водорода и технологического тепла. Системные концепции, представленные в планах системных исследований GIF, основаны на европейской системе ELFR, российской БРЕСТ-ОД-300 и концепции системы SSTAR, разработанной в США. Многочисленные дополнительные концепции LFR также находятся на разных стадиях развития в передовых странах, включая Китай, Россию, США, Швецию, Южную Корею и Японию.

Согласно мнению экспертов Всемирной ядерной ассоциации два типа реакторов IV поколения используют нитридное топливо: быстрый реактор с газовым теплоносителем и быстрый реактор со свинцовым теплоносителем². Таким образом, создание промышленного производства нитридного топлива поможет России сохранить лидерство в освоении технологии замкнутого ядерного топливного цикла с использованием реакторов IV поколения.

Радиационно-гигиенический аспект реакторов на быстрых нейтронах. В России есть действующие реакторы на быстрых нейтронах, а значит, есть и опыт радиационно-гигиенического сопровождения работ на таких реакторах. В настоящее время на Белоярской АЭС эксплуатируется два энергоблока: БН-600 и БН-800. Это крупнейшие в мире энергоблоки с реакторами на быстрых нейтронах. По показателям надёжности и безопасности «быстрый» реактор входит в число лучших ядерных реакторов мира. БН-600 в сравнении с другими АЭС отличается самым малым загрязнением окружающей среды. Дозиметрический контроль в помещениях блока № 3 (БН-600) осуществляется современными разветвлёнными дистанционными системами дозиметрического контроля.

² Generation IV Nuclear Reactors. Электронный ресурс <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/generation-iv-nuclear-reactors.aspx> дата 31.05.2019.

³ The Generation IV International Forum. Электронный ресурс https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_42149/lead-cooled-fast-reactor-lfr дата 01.06.2019.

Следует подчеркнуть, что предусмотренные проектом и реализованные меры обеспечили весьма высокий уровень радиационной безопасности блока № 3 для персонала, населения и окружающей среды:

- радиоактивные выбросы в атмосферу в несколько десятков раз ниже нормативных значений;
- жидкие радиоактивные сбросы практически отсутствуют;
- дозы облучения персонала значительно ниже допустимых⁴.

Реактор БН-800 включает в себя все основные принципиальные технические решения, которые были реализованы в БН-600. В БН-800 предусмотрены также новые технические решения, существенно повышающие безопасность установки⁵.

Весьма ценный опыт был получен при обосновании радиационно-экологической безопасности демонстрационного замкнутого топливного цикла исследовательского реактора на быстрых нейтронах РУ БОР-60. Результаты экспериментальных исследований параметров радиационной обстановки, влияющих на условия труда персонала и окружающую среду при изготовлении опытных твэлов из регенерированного смешанного топлива для их последующего использования в РУ БОР-60, изложены в статье В.В. Серебрякова и др. [1].

Важным аспектом радиационно-гигиенического сопровождения работ на быстрых реакторах является дозиметрия нейтронного излучения. В 2017 г. утверждены новые методические указания МУ 2.6.5.052–2017. Дозиметрия. Определение индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения⁶.

Нитридное топливо. Для реакторов на быстрых нейтронах в России в рамках проектного направления «Прорыв» разработано и успешно проходит экспериментальную проверку плотное смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП) топливо — $(U, Pu)N$. СНУП топливо имеет по сравнению с традиционным ядерным топливом ряд преимуществ как с точки зрения энергоэффективности, так и с точки зрения безопасности.

При замыкании ядерного топливного цикла жизненный цикл нитридного топлива включает: синтез нитридов актинидов с последующим получением таблетированного нитридного топлива, использование нитридного топлива в быстром реакторе, переработку отработавшего нитридного топлива с получением исходных компонентов для следующего синтеза нитридов.

По сравнению с оксидным и карбидным топливом, которые также могут использоваться в быстрых реакторах, нитридное топливо имеет наибольшее среди высокотем-

пературных топливных материалов удельное содержание делящегося изотопа, высокую теплопроводность, совместимо с конструкционными материалами и теплоносителем. Оно более устойчиво в условиях радиационного облучения [2].

К недостаткам нитридного топлива относятся:

- пирофорность нитридного топлива при определенных условиях, т. е. мелкодисперсный порошок не может быть обработан в открытом виде;
- нитриды, используемые для ядерного топлива, как правило, труднее поддаются спеканию по сравнению с оксидами для МОКС топлива.
- для того, чтобы замкнуть ядерный топливный цикл, жизненно важно, чтобы после использования отработавшее топливо можно было растворить, а затем отделить полезные компоненты для повторного производства; в случае нитридных топлив основной проблемой является стадия растворения.

Существует много различных способов получения нитридов актинидов, обзоры которых приведены в работах [2–3].

В качестве наиболее перспективного, с коммерческой точки зрения, способа получения нитридного топлива признан способ карботермического восстановления смеси оксидов урана и плутония при 1500–1700°C в потоке азота [2].

Преимущество использования процесса карботермического восстановления по сравнению с другими процессами производства нитридов заключается в том, что он лучше, чем другие, подходит для масштабирования до крупномасштабного производства. К недостаткам процесса карботермического восстановления относятся увеличенная летучесть соединений актинидов, обусловленная более высокой температурой синтеза, а также присутствие в конечном продукте в качестве примесей кислорода и углерода. В статье [4] можно ознакомиться с подробным анализом существующих способов получения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в России и за рубежом.

Радиационно-гигиенический аспект работы с нитридным топливом. В настоящее время не решён ряд актуальных вопросов, непосредственно влияющих на обеспечение радиационной защиты персонала и населения при производстве и использовании нитридного топлива. Прежде всего, следует отметить, что в действующих отечественных нормах радиационной безопасности НРБ-99/2009 [5] отсутствует класс транспортабельности и, соответственно, неизвестны дозовые коэффициенты внутреннего облучения для нитридных соединений урана и плутония, что не позволяет рассчитать допустимую объёмную активность различных нитридных соединений для персонала и населения, то есть установить допустимые нормативы радиационной воздействия. Следовательно, не представляется возможным оценить радиационную опасность ингаляционного поступления таких соединений в организм человека.

Главной радиационно-гигиенической особенностью нитридного топлива является его химическая нестойкость в производственных условиях. Причем нитрид урана, нитрид плутония и СНУП топливо сильно различаются по коррозионной стойкости. В работе [6] отмечено, что порошок UN с частицами крупностью 2–12 мкм способен самопроизвольно возгораться на воздухе. Там же сообщается, что компактный образец UN устойчив на воздухе, и

⁴ Электронный ресурс <https://ippe.ru/realized-projects/fast-neutrons-reactors/269-bn-600> дата 16.12.2020 (in Russian).

⁵ Электронный ресурс <https://ippe.ru/realized-projects/fast-neutrons-reactors/270-bn800> дата 16.12.2020 (in Russian).

⁶ МУ 2.6.5.052–2017. Дозиметрия. Определение индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения. Утверждены заместителем руководителя Федерального медико-биологического агентства, Главным государственным санитарным врачом по обслуживаемым организациям и обслуживаемым территориям Романовым В.В. 11.10.2017. Вводятся взамен МУ 2.6.1.45–01. Дозиметрия. Определение индивидуальных эффективных доз нейтронного излучения, утверждённых заместителем Главного государственного санитарного врача по специальным вопросам Шамовым О.И. и директором Департамента по безопасности и чрезвычайным ситуациям Агаповым А.М. 31.10.01. [(in Russian)]

после хранения в течение 3 лет в лабораторных условиях он заметно не прокорродировал. В другом источнике [7] указано, что компактный нитрид урана стабилен на воздухе. Известно, что насыщение газообразного кислорода водяным паром при 19°C не влияло на скорость окисления. Это согласуется с наблюдением, что UN не подвергается значительному гидролизу паром при температурах ниже 250°C [8]. Сейчас уже считается общеизвестным, что плотно спеченные гранулы нитрида урана устойчивы в воздухе или воде при температуре окружающей среды [3].

Для нитрида плутония отмечено, что порошкообразный PuN с размером частиц около 180–190 мкм при комнатной температуре легко окисляется на воздухе, полностью превращаясь в оксид через 1–3 суток. Свежеприготовленный тонкий порошок PuN с частицами крупностью 1 мкм самопроизвольно возгорается на воздухе. Компактный же образец PuN относительно устойчив на воздухе и окисляется медленно (привес 0,3 мас. % после 30 суток выдержки) [9].

В справочнике [9] отмечено, что смешанный нитрид (U, Pu) N менее коррозионностоек, чем UN . Сопротивление коррозии уменьшается с увеличением содержания Pu . Смешанный уран-плутониевый нитрид более устойчив на воздухе, чем PuN . Стойкость спеченных образцов (U, Pu) N к воздействию воздуха увеличивается с уменьшением содержания PuN . Образцы ($U_{0,8}Pu_{0,2}$) N , хранящиеся в типичной для перчаточных боксов азотной атмосфере, содержащей не более 10 ppm кислорода и влаги, лишь потемнели на поверхности после нескольких недель хранения [10].

Поскольку частицы нитридного топлива, превосходящие по размеру вдвое и более наноразмерные частицы, не могут рассматриваться как оксиды, а должны рассматриваться как химически нестойкие нитриды, необходимо проведение в производственных условиях обширных исследований поведения в воздушной атмосфере частиц СНУП топлива различных размеров на всех этапах жизненного цикла топлива.

Радиационно-гигиенические исследования на каждом этапе жизненного цикла нитридного топлива будут иметь свои особенности, обусловленные большими различиями производственных условий на каждом этапе, кроме того, на каждом этапе необходим мониторинг последствий воздействия производства на население и окружающую среду.

Уже на первом этапе (синтез нитридов актинидов с последующим получением таблетированного нитридного топлива) мы сталкиваемся с радиационной опасностью процесса. Для лучшего понимания степени радиационной опасности, стоит ознакомиться с характеристикой (критикой) способа изготовления таблетированного уран-плутониевого топлива по патенту РФ 2068202 [11], который выбран в качестве прототипа в патенте РФ 2672256, опубликованном 13.11.2018 г. [12]: «В технологии присутствуют все операции, связанные с пылением, а именно, дозирование, смешивание порошков, дозирование в пресс-формы, прессование, выгрузка и полировка таблеток перед спеканием... Это является существенным недостатком способа, так как порошки соединений плутония являются исключительно опасными веществами для человека и окружающей среды. Следует особенно отметить несколько факторов, внушающих опасение:

- опыта работы персонала с оружейным металлическим плутонием недостаточно для работы с порошкообразным плутонием;

- объемы радиоактивного материала в технологии твэл несравненно значительнее, чем при работе с оружейным плутонием, для одной тепловыделяющей сборки требуется около ста тысяч таблеток, а сборок десятки;

- несмотря на то, что все операции с порошками проводят в герметичных боксах, при массовых потоках пылящих порошков (содержащих микронные и субмикронные фракции) неизбежно загрязняются большие площади смесительного и дозирующего оборудования, боксы, перчатки, фильтры, что требует создания гораздо более мощной технологии дезактивации по сравнению с работами с оружейным плутонием;

- в случае аварийной ситуации (разгерметизация оборудования и т. п.) возникнет экологическая катастрофа, более значительная, чем даже диспергирование плутония при аварии ядерного заряда, например, при пожаре.

Второй этап — использование нитридного топлива в быстром реакторе.

Облучение оказывает существенное влияние на свойства нитридного топлива. При облучении нитридного топлива деление ядер урана и плутония приводит к образованию большого числа изотопов порядка 40 химических элементов [6]. Элементы обладают различными химическими свойствами, которые определяют эволюцию термодинамической системы облученного топлива. Накопление продуктов деления при облучении приводит к существенному изменению химического и фазового состава (U, Pu) N за счет растворения твердых продуктов деления в топливной матрице или выделения в виде отдельных фаз. Исследования химического и фазового состава уран-плутониевого нитрида после облучения сложны и немногочисленны [2, 13–15]. Эти исследования показали, что химический и фазовый состав облученного быстрыми нейтронами уран-плутониевого нитрида сильно зависит от соотношения U и Pu в исходном топливе, температуры процесса и степени выгорания топлива, а также от наличия примесей кислорода, углерода и некоторых других в исходном топливе. Все перечисленное сильно осложняет возможность прогнозирования радиационно-гигиенической обстановки в зоне реактора, особенно в случае нештатных ситуаций.

Третий этап — переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с получением исходных компонентов для следующего синтеза нитридов.

Наибольшую проблему при разработке технологии производства и применения СНУП топлива в замкнутом ядерном топливном цикле представляет именно вопрос переработки ОЯТ. Однако учитывая, что все этапы жизненного цикла нитридного топлива взаимосвязаны, чтобы обеспечить успешность третьего этапа прилагаются большие усилия для совершенствования и самого СНУП топлива, и режимов его использования, так как качество СНУП топлива (содержание примесей, физико-химические свойства) и степень его выгорания непосредственно влияют, как уже отмечалось выше, на состав ОЯТ.

Переработке ОЯТ посвящено множество публикаций, имеющих большое теоретическое и практическое значение [16–23], среди них ряд работ направлен на решение проблем, непосредственно связанных с радиационно-гигиенической обстановкой на производстве, например, в статье [21] описано улавливание рутения из газовой фазы

при переработке отработавшего нитридного уран-плутониевого топлива быстрых реакторов, в статье [22] обсуждается очистка газовых выбросов от ^{14}C при переработке отработавшего нитридного уран-плутониевого ядерного топлива, а в статье [23] представлена локальная система газоочистки при окислении отработавшего нитридного топлива (операция волоксидации). Система включает металлканевый фильтр, НЕРА-фильтр, узел улавливания рутения, адсорбер для улавливания йода, узел для доокисления и улавливания водорода (третия), узел для улавливания $^{14}\text{CO}_2$. Даны описания каждого узла, общая схема системы газоочистки и её возможности.

Многие технические решения по переработке ОЯТ защищены патентами [24–30]. Запатентованные способы различаются не только с радиационно-гигиенической, но и с химической точки зрения, так как базируются на разных технологиях.

Особое внимание привлекает способ переработки тепловыделяющих элементов по патенту РФ 2707562 [29], который предполагает переработку тепловыделяющих элементов с нитридным отработавшим ядерным топливом, без извлечения топлива из оболочки, в то время как переработка собственно ТВЭЛов с нитридным ОЯТ известными гидрохимическими способами требует предварительной длительной выдержки ввиду большого количества выделяемой энергии от топлива и возможным испарением радиоактивной воды. Изобретение позволяет исключить стадию отделения оболочек ТВЭЛов от нитридного ОЯТ и обеспечить степень конверсии ОЯТ в хлориды актинидов до 100%. Этот патент показывает, что технология может изменяться быстро и радикально. В таких условиях управлять радиационно-гигиеническим сопровождением можно только в режиме, обеспечивающем быстрый отклик на изменения реальной производственной и экологической обстановки. В идеале принимать решения по радиационно-гигиеническим вопросам надо тогда, когда перемены планируются, а не на следующий год после того, как они произошли.

Полученное представление об уровне угроз, вызывает потребность оценить масштаб работ с нитридным топливом и наличие соответствующих радиационно-гигиенических сведений в России.

Опыт работы с нитридным топливом в Российской Федерации. Чтобы оценить масштаб работ с нитридным топливом и наличие соответствующих радиационно-гигиенических сведений, был проведен анализ отечественного опыта решения радиационно-гигиенических задач при работе с нитридным топливом по литературным и накопленным в отрасли данным.

Было установлено, что в настоящее время нитридное топливо, хотя и не имеет широкого применения, однако, широко исследуется как перспективное высокотемпературное плотное топливо для реакторов на быстрых нейтронах и ядерных установок космического назначения [2].

Анализ отечественных публикаций, посвященных нитриднему топливу, показал, что опыт работы с нитридным топливом в Российской Федерации, помимо АО «СХК» имеют многие предприятия и организации

Наиболее масштабные работы с нитридным топливом осуществляет АО «СХК», поэтому ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России в 2018–2019 году выполнил первую часть научно-исследовательской работы по решению радиационно-гигиенических проблем обеспечения радиационной безопасности персонала объектов

опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) АО «СХК».

Для ознакомления с опытом работы с нитридным топливом в отрасли ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна был направлен запрос отраслевым организациям с просьбой представить данные по радиационному и токсикологическому контролю персонала, работающего со смешанным уран-плутониевым топливом.

Из полученных ответов следует, что на опрошенных предприятиях отрасли, несмотря на успехи, достигнутые в разработке технологии получения и применения СНУП топлива, не проводятся специальные работы по радиационному и токсикологическому контролю персонала, работающего со смешанным уран-плутониевым топливом.

Сложившееся положение объясняется, во-первых, тем, что разработка технологии получения и применения СНУП топлива осуществляется на предприятиях, имеющих большой опыт в обеспечении радиационной безопасности персонала вне зависимости от характера выполняемых работ, во-вторых, на многих упомянутых выше предприятиях, персонал работает со СНУП топливом эпизодически.

Вместе с тем, исходя из свойств СНУП топлива, можно предположить, что переход к полномасштабному промышленному использованию СНУП топлива может потребовать принятия особых мер для обеспечения радиационной безопасности.

АО «СХК», реализующее проектное направление «Прорыв», может и должно получить достойное радиационно-гигиеническое сопровождение работ с нитридным топливом для реактора на быстрых нейтронах.

Медико-биологический и экологический аспекты.

Анализ литературных данных позволил выявить целый ряд разработок, которые могут быть положены в основу медико-биологических и экологических исследований, связанных с производством и применением нитридного топлива на АО «СХК», наиболее важными представляются следующие.

1. Медико-дозиметрический регистр персонала Сибирского химического комбината. В статье [31] представлена характеристика базы данных медико-дозиметрического регистра персонала СХК. База данных является основой для оценки риска онкологических и неонкологических эффектов длительного радиационного воздействия и дозовых зависимостей на различных уровнях: от популяционного и группового до клеточного и молекулярного. В настоящее время база данных содержит информацию о более 66,5 тыс. работников СХК, из числа которых около 22 тыс. подвергались внешнему и более 7,5 тыс. внутреннему облучению.

2. Банк биологического материала здоровых работников Сибирского химического комбината (ББМ) [32]. Формирование ББМ «Здоровые работники СХК» было начато в 2002 г. в Северском биофизическом научном центре. Согласно разработанной методологии, ББМ содержит несколько единиц хранения для каждого человека: образец ДНК, образец РНК и образец крови объемом 7 мл (резервный образец). Информация о возрасте, дозах внешнего облучения, содержании плутония, стаже работы, профессиональном маршруте, перенесенных важнейших заболеваниях в отношении доноров указанного ББМ содержится в базе данных регионального медико-дозиметрического регистра персонала СХК.

3. В статье [33] рассмотрены результаты радиоэкологического мониторинга сельскохозяйственных предприятий, расположенных в 30-км зоне воздействия Сибирского химического комбината. Проведены анализ и сравнение поверхностной активности ^{137}Cs в почве и удельной активности ^{137}Cs в растениях с аналогичными показателями, характерными для районов расположения АЭС. Полученные данные позволят оценить воздействие ОДЭК на почвенно-растительный покров и продукцию сельскохозяйственных предприятий, поскольку дают возможность дифференцировать информацию на две основные части – связанные с деятельностью комбината, с одной стороны, и с возможным вкладом ОДЭК, с другой.

4. В статье [34] приведены результаты совместной работы ИТЦП «Прорыв» и АО «НИКИЭТ» по прогнозной оценке структуры дозы облучения населения от газоаэрозольных выбросов Опытного демонстрационного энергокомплекса в составе реактора БРЕСТ-ОД-300, модулей изготовления и переработки топлива. Сообщается, что наибольший вклад в дозу облучения вносят выбросы модуля переработки отработавшего топлива — 2,33 мкЗв/год, 50% обусловлено воздействием ^{14}C . Доза облучения от выбросов реактора БРЕСТ-ОД-300 почти полностью обусловлена ^3H и ^{210}Po (0,73 и 0,17 мкЗв/год соответственно). Наименьшее воздействие на население оказывают выбросы модуля изготовления топлива. Доза от продуктов деления создается выбросами модуля переработки примерно в равной доле по внешнему и внутреннему пути воздействия (0,47 и 0,43 мкЗв).

5. Анализ биологической опасности для человека долгоживущих продуктов деления и актиноидов на примере отработавшего топлива реактора БРЕСТ-ОД-300. проведен в статье [35]. Цель работы заключалась в сравнительном анализе биологической опасности для населения долгоживущих продуктов деления и актиноидов из состава отработавшего топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 с учетом времени достижения различными радионуклидами земной поверхности при миграции из глубинного захоронения. Установлено, что биологическая опасность продуктов деления существенным образом превышает биологическую опасность актиноидов в течение длительного времени (двух десятков тысяч лет согласно принятому сценарию миграции радионуклидов). Радиационное воздействие на население прогнозируется после достижения поверхности почвы ^{99}Tc — радионуклидом с высокой миграционной способностью. ^{137}Cs и ^{90}Sr не будут оказывать заметного влияния на формирование дозовой нагрузки в силу их относительно небольшого периода полураспада. Показано, что для соблюдения радиоэкологического баланса долгоживущих отходов с природным ураном во всем возможном временном диапазоне достаточно извлечь из отработавшего топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 90% технеция и 75% америция при выделении 99,9% делящихся материалов.

6. Радиоэкологическое обоснование параметров извлечения продуктов деления и актиноидов из отработавшего ядерного топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 приведено в статье [19]. Обоснование построено на основе концепции радиоэкологического баланса. Сопоставлены дозовые нагрузки на человека от долгоживущих высокоактивных отходов и природного урана. В качестве исходных данных рассматривались разные варианты извлечения из отработавшего топлива делящихся материалов U , Pu , Np с остаточным содержанием в отходах 0,1–1% исходного и

америция с остаточным содержанием в отходах 0,1–10% исходного при выдержке отработавшего топлива в диапазоне 1–100 лет. Установлено, что при указанных вариантах переработки нельзя достичь радиоэкологического баланса для человека через 500 лет без извлечения ^{99}Tc с остаточным содержанием в отходах, не превышающим 5% исходного в отработавшем топливе. Время соблюдения баланса можно снизить до 300 лет при дополнительном извлечении ^{137}Cs .

Рассмотрение разработок, которые могут быть положены в основу медико-биологических и экологических исследований, связанных с нитридным топливом на АО «СХК», позволяет сделать вывод, что именно сейчас создается фундамент для медико-биологических и экологических исследований на этапе ввода в эксплуатацию реактора «БРЕСТ-ОД-300».

Перспективы. В связи с приближением срока ввода в эксплуатацию реактора «БРЕСТ-ОД-300», а также интенсификацией НИОКР по производству, применению и переработке нитридного топлива образовалась насущная потребность взять под особый контроль персонал, задействованный на участках фабрикации и рефабрикации СНУП топлива – Комплексные экспериментальные установки Химико-металлургического завода АО «Сибирский химический комбинат» и Аффинажный стэнд Радиохимического завода АО «СХК».

ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна разработал комплексную программу радиационно-гигиенического сопровождения работ со СНУП топливом на АО «СХК» на 2021–2030 гг., которая включает:

- радиационно-гигиеническую оценку вредных и опасных факторов, воздействующих на персонал при опытно-промышленной эксплуатации объектов ОДЭК (МФР, РУ БРЕСТ-ОД-300, МП);
- гигиеническую оценку влияния осуществляемой деятельности на различных этапах эксплуатации производств с новыми уран-плутониевыми комплексами на состояние окружающей среды и здоровья населения, проживающего в районах их расположения, включая оценку доз внешнего и внутреннего облучения населения, проживающего вокруг объектов ОДЭК;
- экспертизу скорректированной проектной документации МФР, РУ БРЕСТ и МП;
- разработку нормативных и методических документов по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения в условиях применения новых технологий и новых материалов;
- оценку влияния производственных факторов на состояние здоровья и заболеваемость персонала объектов ОДЭК;
- разработку требований и методических документов к проведению медицинского обследования персонала объектов ОДЭК.

При планировании радиационно-гигиенического сопровождения работ с нитридным топливом необходимо иметь в виду, что технология может существенно измениться при внедрении новейших достижений.

Необходимо предусмотреть возможность корректировки программы при поступлении новых данных исследовательских работ. Насколько быстро и существенно может меняться оценка радиационно-гигиенической ситуации показывает статья сотрудников АО «ВНИИНМ», посвященная тритию в нитридном топливе быстрых ре-

акторов [36]. В статье рассматривается образование трития в реакторах, его поведение в нитридном топливе, возможности связывания с продуктами деления, особенности миграции из оболочки твэлов. Расчетным путем показано, что за счет диффузии через стальную оболочку стационарное содержание трития в твэле устанавливается за несколько часов работы, преобладающая часть образующегося трития уходит через оболочку, однако, частично в ней задерживается. Сообщается, что наличие водорода (трития) в конструкционных реакторных материалах в процессе эксплуатации реактора и термические колебания конструкции могут привести к существенному ухудшению прочностных свойств стальных конструкционных материалов. В связи с этим в реакторной установке БРЕСТ акцент проблемы улавливания трития переносится с переработки отработавшего ядерного топлива на обращение со свинцовым теплоносителем и газовой средой в объеме реактора.

Важно понимать, что результаты исследований, полученные на АО «СХК», могут оказаться полезными не только для персонала АО «СХК», но и для персонала других предприятий и учреждений, эпизодически осуществляющих работы со СНУП топливом.

Дополнительно следует сообщить, что создана программа радиационно-гигиенического сопровождения работ с МОКС топливом (первый этап на 2021–2022 гг.), реализация которой позволит в дальнейшем сравнивать технологии, отличающиеся типом топлива (СНУП и МОКС) с радиационно-гигиенической точки зрения.

Заключение. Обоснована необходимость разработки и осуществления специальной программы радиационно-гигиенического сопровождения работ с нитридным топливом для реакторов на быстрых нейтронах, которая должна включать: радиационно-гигиеническую оценку вредных и опасных факторов, воздействующих на персонал при эксплуатации объектов ОДЭК; гигиеническую оценку влияния производств со СНУП топливом на состояние окружающей среды и здоровья населения, проживающего в районах их расположения, включая оценку доз внешнего и внутреннего облучения населения, проживающего вокруг объектов ОДЭК; экспертизу скорректированной проектной документации ОДЭК; разработку нормативных и методических документов по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения в условиях применения новых технологий и новых материалов; оценку влияния производственных факторов на состояние здоровья и заболеваемость персонала объектов ОДЭК; разработку требований и методических документов к проведению медицинского обследования персонала объектов ОДЭК.

Сейчас уже понятно, что при современных темпах реализации проектного направления «Прорыв», в условиях, когда достижения в научных исследованиях приводят к пересмотру конструкторских и технологических решений, управлять радиационно-гигиеническим сопровождением можно только в режиме, обеспечивающем быстрый отклик на изменения реальной производственной и экологической обстановки.

Список литературы (п.п. 3, 8–10, 13, 25–26 см. References)

1. Серебряков В.В., Кириллович А.П., Маёршин А.А., Шишлов О.В., Орищенко А.В. Радиационная обстановка при изготовлении опытных твэлов из регенерированного смешанного топлива. *Атомная энергия*. 2005; 98(5): 351–360.
2. Алексеев С.В., Зайцев В.А. *Нитридное топливо для ядерной энергетики*. М.: Техносфера, 2013.
3. Федоров М.С., Жиганов А.Н., Зозуля Д.В., Байдаков Н.А. Анализ существующих способов получения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в России и за рубежом. *Изв. вузов. Химия и хим. технология*. 2020; 63(6): 12–8. <https://doi.org/10.6060/ivkkt.20206306.6185>
4. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523.09. Утверждены Постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации Г.Г. Онищенко от 07.07.2009 № 47. Зарегистрированы Министерством юстиции Российской Федерации. Регистрационный № 14534 от 14.08.2009. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора; 2009.
5. Котельников Р.Б. ред. *Высокотемпературное ядерное топливо*. М.: Атомиздат; 1978.
6. Вajoшук А.И., Гриб К.П., Ковтуж А.М. *Нитрид урана (состояние технологических разработок)*. Аналитический обзор. Харьков: ХФТИ АН УССР, ХФТИ 80 — 21; 1980.
7. Астафьев В.А. Антипов С.А. Подколзин Д.Г. *Способ изготовления таблетированного уран-плутониевого топлива*: пат. 2068202 Рос. Федерация: МПК G 21 C 3/62; № 93036900.
8. Лашков В.Н., Юхимчук А.А. *Таблетка для изготовления теплоделяющего элемента ядерного реактора на быстрых нейтронах*: пат 2672256 Рос. Федерация: МПК G 21 C 3/60; № 2018101369.
9. Результаты испытаний смешанного моноснитридного топлива $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ в реакторе БОР-60 до выгораний 12% тжж. ат. Рогозкин Б.Д., Степеннова Н.М., Федоров Ю.Е., Шишков М.Г., Крюков Ф.Н., Кузьмин С.В., Никитин О.Н., Беляева А.В., Забудько Л.М. *Атомная Энергия*. 2011; 110(6): 332–46. <https://doi.org/10.1007/s10512-011-9442-0>
10. Состояние нитридного топлива после облучения в быстрых реакторах. Крюков Ф.Н., Никитин О.Н., Кузьмин С.В., Беляева А.В., Мальцева Е.Б., Гильмутдинов И.Ф., Гринь П.И. *Атомная энергия*. 2012; 112(6): 336–40. <https://doi.org/10.1007/s10512-012-9576-8>
11. Карелин В.А., Попадейкин М.В. Фторидный метод переработки уран-плутоний нитридного топлива реактора «БРЕСТ». *Известия Томского политехнического университета*. 2005; 308(5): 85–90.
12. Волк В.И., Двоглазов К.Н., Шляжко Д.С., Круглов С.Н., Терентьев С.Г. Сравнение вариантов кристаллизационного аффинажа применительно к гидрометаллургической технологии переработки отработавшего нитридного топлива РБН. *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы*. 2015; 4(83): 91–95.
13. Шадрин А.Ю., Иванов В.Б., Скупов М.В., Троянов В.М., Жеребцов А.А. Сравнение некоторых вариантов технологий замкнутого ядерного топливного цикла. *Атомная энергия*. 2016; 121(2): 90–7. <https://doi.org/10.1007/s10512-016-0171-2>
14. Спиридонов С.И., Переволоцкий А.Н., Алексахин Р.М., Спирин Е.В., Власкин Г.Н. Радиозоологическое обоснование параметров извлечения продуктов деления и актиноидов из отработавшего ядерного топлива реактора БРЕСТ-ОД-300. *Атомная энергия*. 2016; 121(3): 165–169.
15. Вовлечение минорных актиноидов в замкнутый топливный цикл проекта «Прорыв». А.Ф. Грачев, А.А. Жеребцов, Л.М. Забудько, Ю.С. Хомяков, А.Ю. Шадрин, А.Е. Глушенков., М.В. Скупов. *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы*. 2017; 4(91): 140–150.
16. Воскресенская Ю.А., Устинов О.А., Якунин С.А. Улавливание

- ние рутения из газовой фазы при переработке отработавшего нитридного уран-плутониевого топлива быстрых реакторов. *Атомная энергия*. 2013; 115(3): 155–157.
22. Якунин С.А., Устинов О.А., Шадрин А.Ю., Шудегова О.В. Очистка газовых выбросов от ¹⁴C при переработке отработавшего нитридного уран-плутониевого ядерного топлива. *Атомная энергия*. 2016; 120(3): 176–8. <https://doi.org/10.1007/s10512-016-0122-y>
  23. Устинов О.А., Двоглазов К.Н., Тучкова А.И., Шадрин А.Ю. Локальная система газоочистки при окислении отработавшего нитридного топлива. *Атомная энергия*. 2017; 123(4): 203–205.
  24. Бабиков Л.Г., Распопин С.П. *Способ и установка для переработки отработанного ядерного топлива*: пат. 2371792 Рос. Федерация: МПК G 21 C 19/48; № 2007131674/06.
  27. Аляпышев М.Ю., Бабаин В.А., Блажева И.В., Елисеев И.И., Логунов М.В., Мурзин А.А., Федоров Ю.С. *Способ переработки облученного ядерного топлива*: пат. 2540342 Рос. Федерация: МПК G 21 C 19/42; № 2013130121/07.
  28. Хохлов В.А., Потапов А.М., Шишкин В.Ю., Бове А.А., Зайков Ю.П. *Способ переработки нитридного отработавшего ядерного топлива в солевых расплавах*: пат. 2603844 Рос. Федерация: МПК G 21 C 19/42; № 2015141811/07.
  29. Зайков Ю.П., Шишкин В.Ю., Ковров В.А., Потапов А.М., Суздальцев А.В. Голосов О.А. Глушкова Н.В., Хвостов С.С. *Способ переработки тепловыделяющих элементов*: пат. 2707562 Рос. Федерация: МПК G 21 C 19/42; № 2018130443.
  30. Зайков Ю.П., Шишкин В.Ю., Каримов К.Р., Шишкин А.В., Потапов А.М., Николаев А.Ю., Суздальцев А.В. *Способ переработки нитридного ядерного топлива*: пат. 2724117 Рос. Федерация: МПК G21C 19/42; № 2019116982.
  31. Медико-дозиметрический регистр персонала Сибирского химического комбината — база для оценки эффектов хронического облучения. *Радиационная биология. Радиоэкология*. 2015; 55(5): 467–473. <https://doi.org/10.7868/S0869803115050124>
  32. Банк биологического материала здоровых работников сибирского химического комбината. *Медицина экстремальных ситуаций*. 2013; 1(43): 30–39.
  33. Соломатин В.М., Алексахин Р.М., Спиринов Е.В., Сорокин И.Б., Живаго А.И., Рыжова Л.И. Радиэкологическое состояние агросферы в 30-км зоне Сибирского химического комбината в предпусковой период опытно-демонстрационного энергокомплекса. *Атомная энергия*. 2018; 124(1): 40–2. <https://doi.org/10.1007/s10512-018-0373-x>
  34. Спиринов Е.В., Алексахин Р.М., Бажанов А.А. Структура дозы облучения населения при эксплуатации предприятий опытного демонстрационного энергокомплекса. *Атомная энергия*. 2018; 124(3): 169–73. <https://doi.org/10.1007/s10512-018-0398-1>
  35. Спиридонов С.И., Переволоцкий А.Н., Переволоцкая Т.В., Алексахин Р.М., Спиринов Е.В. Анализ биологической опасности для человека долгоживущих продуктов деления и актиноидов на примере отработавшего топлива реактора БРЕСТ-ОД-300. *Атомная энергия*. 2017; 123(2): 100–3. <https://doi.org/10.1007/s10512-017-0312-2>
  36. Устинов О.А., Кашеев В.А., Шадрин А.Ю., Тучкова А.И., Семенов А.А., Лесина И.Г., Аникин А.С. Тритий в нитридном топливе быстрых реакторов. *Атомная энергия*. 2018; 125(4): 217–21. <https://doi.org/10.1007/s10512-019-00474-9>

References

1. Serebryakov V.V., Kirillovich A.P., Maershin A.A., Shishalov O.V., Orishchenko A.V. Radiation safety during fabrication the test fuel elements from recycled MOX fuel. *Atomic Energy*. 2005. 98(5): 351–60 (in Russian).
2. Alekseev S.V., Zaitsev V.A. *Nitride fuel for nuclear power*. M.: Tekhnosfera; 2013 (in Russian).
3. Ekberg C., Costa D.R., Hedberg M., Jolkkonen M. Nitride fuel for Gen IV nuclear power systems. *J. Radioanal. Nucl. Chem*. 2018; 318(3): 1713–25.
4. Fedorov M.S., Zhiganov A.N., Zozulya D.V., Baydakov N.A. Analysis of existing methods for uranium-plutonium mixed nitride fuel fabrication in Russia and abroad. *Izv. Vyssh. Uchebn. Zaved. Khim. Tekhnol.* 2020; 63(6): 12–8. <https://doi.org/10.6060/ivkkt.20206306.6185>
5. SanPiN 2.6.1.2523-09. Radiation Safety Standards (NRB-99/2009) M. FCH&E OF THE INSPECTORATE FOR CUSTOMERS PROTECTION; 2009 (in Russian).
6. Kotelnikov R.B. Ed. *High temperature nuclear fuel*. M.: Atomizdat; 1978 (in Russian).
7. Vazhochuk A.I., Grib K.P., Kovtuzh A.M. *Uranium nitride (state of technological development)*. Analytical review. Kharkov: KIPT AN UkrSSR, KIPT 80–21; 1980 (in Russian).
8. Dell R.M., Wheeler V.J., Mciver E.J. Oxidation Of Uranium Mononitride And Uranium Monocarbide. *Transactions of the Faraday Society*. 1966; 62: 3591–3606.
9. Pierson H.O. Ed. *Handbook of refractory carbides and nitrides: properties, characteristics, processing and applications*. New Jersey: Noyes Publications; 1996.
10. Bauer A.A. Nitride Fuels: Properties and Potentials. *Reactor Technology*. 1972; 15(2): 87–104.
11. Astafjev V.A., Antipov S.A., Podkolzin D.G. *Pelletized uranium-plutonium fuel production process*. Patent RU 2068202 C1, 20.10.96 (in Russian).
12. Lashkov V.N., Yukhimchuk A.A. *Tablet for manufacturing a thermal element of nuclear reactor on quick neutrons*. Patent RU 2672256 C1, 13.11.2018 (in Russian).
13. Arai Y., Maeda A., Shiozawa K., Ohnuclu T. Chemical forms of Solid fission products in the irradiated uranium-plutonium mixed nitride fuel. *J. Nucl. Mater.* 1994; 210: 161–6.
14. Results of U₀,55Pu₀,45N and U₀,4Pu₀,6N mixed mononitride fuel tests in a BOR-60 reactor to burnup 12% h.a. Rogozkin B.D., Stepenova N.M., Fedorov Yu.E., Shishkov M.G., Kryukov F.N., Kuzmin S.V., Nikitin O.N., Belyaeva A.V., Zabudko L.M. *Atomic Energy*. 2011; 110(6): 412–29. <https://doi.org/10.1007/s10512-011-9442-0>
15. State of nitride fuel after irradiation in fast reactors. Kryukov F.N., Nikitin O.N., Kuzmin S.V., Belyaeva A.V., Maltseva E.B., Gilmutdinov I.F., Grin P.I. *Atomic Energy*. 2012; 112(6): 410–16. <https://doi.org/10.1007/s10512-012-9576-8>
16. Karelin V.A., Popadeikin M.V. Fluoride method for reprocessing uranium-plutonium nitride fuel of the BREST reactor. *Bulletin of Tomsk Polytechnic University*. 2005; 308(5): 85–90 (in Russian).
17. Volk V.I., Dvoeglazov K.N., Shlyazhko D.S., Kruglov S.N., Terentev S.G. *Comparative analysis of crystallization affinity methods as applied to the hydrometallurgical technology for reprocessing the FBR spent nitric fuel* Questions of atomic science and technology. Ser. Materials science and new materials. 2015; 4 (83): 91–5. (in Russian).
18. Shadrin A.Y., Ivanov V.B., Skupov M.V., Troyanov V.M., Zherebtsov A.A. Comparison of closed nuclear fuel cycle technologies. *Atomic Energy*. 2016; 121(2): 119–26. <https://doi.org/10.1007/s10512-016-0171-2>
19. Spiridonov S.I., Perevolotsky A.N., Alexakhin R.M., Spirin E.V., Vlaskin G.N. Radioecological substantiation of parameters of fission products and actinides recovery from spent nuclear fuel of reactor BREST-OD-300. *Atomic Energy*. 2016; 121(3): 165–9 (in Russian).
20. The involvement of minor actinides in a closed fuel cycle at the "PRORYV" project. Grachev A.F., Zabudko L.M., Zherebtsov A.A., Homiyakov Yu.S., Shadrin A.Yu., Glushenkov A.E., Skupov M.V. *Questions of atomic science and technology*. Ser. Materials science and new materials. 2017; 4(91): 140–150. (in Russian).

21. Voskresenskaya Yu.A., Ustinov O.A., Yakunin S.A. Ruthenium trapping from the gas phase in the processing regeneration of spent nitride fuel of fast reactor. *Atomic Energy*. 2013; 115(3): 155–7. (in Russian).
22. Yakunin S.A., Ustinov O.A., Shadrin A.Y., Shudegova O.V. Purification of gaseous emissions by ¹⁴C removal during reprocessing of spent uranium-plutonium nuclear fuel. *Atomic Energy*. 2016; 120(3): 229–32. <https://doi.org/10.1007/s10512-016-0122-y>
23. Ustinov O.A., Dvoeglazov K.N., Tuchkova A.I., Shadrin A. Yu. Local off-gas cleaning system for spent nitride nuclear fuel voloxidation. *Atomic Energy*. 2017; 123(4): 203–5 (in Russian).
24. Babikov L.G., Raspopin S.P. *Method and plant for recycling of spent nuclear fuel*. Patent RU 2371792 C2, 27.10.2009 (in Russian).
25. Auger Frederic, Bertrand Murielle, Courtaud Bruno, Grandjean Stephane. *Procede de preparation d'un oxalate d'actinide(s) et de preparation d'un compose d'actinide(s)*. Patent République Française FR 2940267 B1, 09.12.2011.
26. Baron Pascal, Dinh Binh, Masson Michel, Miguiditchian Manuel, Saudray Didier, Sorel Christian. *Procede de traitement de combustibles nucleaires uses ne necessitant pas d'operation de desextraction reductrice du plutonium*. Patent République Française FR 2960690 B1, 29.06.2012.
27. Aljapyshev M.Yu., Babain V.A., Blazheva I.V., Eliseev I.I., Logunov M.V., Murzin A.A., Fedorov Yu.S. *Method of processing irradiated nuclear fuel*. Patent RU 2540342 C2, 10.02.2015 (in Russian).
28. Khokhlov V.A., Potapov A.M., Shishkin V.Yu., Bove A.L., Zajkov Yu.P. *Method of nitride spent nuclear fuel recycling in salt melts*. Patent RU 2603844 C1, 10.12.2016 (in Russian).
29. Zajkov Yu.P., Shishkin V.Yu., Kovrov V.A., Potapov A.M., Suzdaltsev A.V., Golosov O.A., Glushkova N.V., Khvostov S.S. *Method of processing fuel elements*. Patent RU 2707562 C1, 28.11.2019 (in Russian).
30. Zajkov Yu.P., Shishkin V.Yu., Karimov K.R., Shishkin A.V., Potapov A.M., Nikolaev A.Yu., Suzdaltsev A.V. *Method of processing nitride nuclear fuel*. Patent RU 2724117 C1, 22.06.2020 (in Russian).
31. Medical dosimetric register of personnel of the Siberian Chemical Plant — a base for assessing the effects of chronic radiation. *Radiation biology. Radioecology*. 2015; 55(5): 467–473. <https://doi.org/10.7868/S0869803115050124> (in Russian).
32. Healthy employees biological material bank at the Siberian group of chemical enterprises. *Extreme Medicine*. 2013; 1(43): 30–39. eLIBRARY ID: 20256321 (in Russian).
33. Solomatin V.M., Aleksakhin R.M., Spirin E.V., Sorokin I.B., Zhivago A.I., Ryzhova L.I. Radioecological state of the agrosphere in the 30-km zone of the Siberian chemical combine during the pre-startup period of a prototype power complex. *Atomic Energy*. 2018. 124(1): 50–3. <https://doi.org/10.1007/s10512-018-0373-x>
34. Spirin E.V., Aleksakhin R.M., Bazhanov A.A. Structure of the public irradiation dose during operation of experimental-demonstration power complex enterprises. *Atomic Energy*. 2018; 124(3): 203–9. <https://doi.org/10.1007/s10512-018-0398-1>
35. Spiridonov S.I., Perevolotskii A.N., Perevolotskaya T.V., Aleksakhin R.M., Spirin E.V. Analysis of the human biohazard of long-lived fission products and actinides for BREST-OD-300 spent fuel. *Atomic Energy*. 2017; 123(2): 122–6. <https://doi.org/10.1007/s10512-017-0312-2>
36. Ustinov O.A., Kashcheev V.A., Shadrin A.Y., Tuchkova A.I., Semenov A.A., Lesina I.G., Anikin A.S. Tritium in nitride fuel of fast reactor. *Atomic Energy*. 2019; 125(4): 244–9. <https://doi.org/10.1007/s10512-019-00474-9>