

НАЦИОНАЛЬНАЯ АКАДЕМИЯ НАУК БЕЛАРУСИ

ГОСУДАРСТВЕННОЕ НАУЧНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
«ОБЪЕДИНЕННЫЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ И ЯДЕРНЫХ
ИССЛЕДОВАНИЙ – СОСНЫ»

МЕЖДУНАРОДНЫЙ СОЮЗ ВЕТЕРАНОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
И ПРОМЫШЛЕННОСТИ

МЕЖДУНАРОДНЫЙ КРУГЛЫЙ СТОЛ
«ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА, ЕЕ МЕСТО В ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ БАЛАНСЕ
РЕГИОНОВ. ПОДГОТОВКА МОЛОДЫХ СПЕЦИАЛИСТОВ В ОБЛАСТИ АТОМНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ, ПРИМЕНЕНИЕ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В МЕДИЦИНЕ»

ДОКЛАДЫ

Минск
26 – 27 мая, 2026 г.

УДК 621.039

Международный круглый стол организовывается государственным научным учреждением «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси совместно с Национальной академией наук Беларуси и Международным союзом ветеранов атомной энергетики и промышленности (г. Москва, Россия).

Минск, 26–27 мая 2026 г. / Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси. – Минск: НУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси, - Минск, 2026. – 69 с.

ISBN. 978-985-6477-63-1

Целью круглого стола является обсуждение методических, экологических и социальных аспектов использования атомной энергии на современном этапе; анализ исследований в области научного развития атомной энергетики; рассмотрение вопросов подготовки молодых специалистов для атомной энергетики, применения ядерных технологий в медицине и пр.

Доклады представлены в авторском изложении.

Редакционная коллегия:

канд. физ.-мат. наук А.В. Кузьмин, канд. техн. наук А.Г. Лукашевич.

© Государственное научное учреждение
«Объединенный институт энергетических и
ядерных исследований – Сосны» Национальной
академии наук Беларуси, 2026

УСЛОВИЯ ПОДЖИГАНИЯ ГАЗА В ЗОНЕ ЛОКАЛИЗАЦИИ ЭНЕРГБЛОКА С ВВЭР-1200 ПАССИВНЫМИ КАТАЛИТИЧЕСКИМИ РЕКОМБИНАТОРАМИ ВОДОРОДА

Сорокин В.В.

*Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и
ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси,
Минский р-н, Республика Беларусь*

Введение

На современной атомной электростанции предусмотрены локализирующие системы безопасности для удержания при аварии радиоактивных веществ и ионизирующего излучения в предусмотренных проектом границах. Границу образует герметичное ограждение (ГО). Согласно нормативным требованиям НП-001-15, безопасность атомной электростанции должна обеспечиваться за счет последовательной реализации концепции глубокоэшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности. ГО в проекте рассматривается как четвертый физический барьер. При выявлении неработоспособности любого из предусмотренных физических барьеров или неготовности мер по его защите должна быть остановлена реакторная установка и приняты меры по приведению блока атомной электростанции в безопасное состояние.

Удерживая радиоактивные вещества, ГО удерживает и водород, выделяющийся при аварии. Накопление водорода в присутствии кислорода из состава атмосферы в зоне локализации аварии несет опасность формирования горючих и взрывоопасных концентраций этих компонентов. Результатом вероятной последующей реакции водорода с кислородом внутри ГО могут быть критическое увеличение нагрузки на ограждение и отказ физического барьера безопасности. В проектах АЭС с ВВЭР предусмотрена система удаления водорода, включающая пассивные каталитические рекомбинаторы водорода (ПАРВ) [1], реализующие техническую меру по защите ГО (барьера).

Первый и второй энергоблоки Белорусской АЭС укомплектованы рекомбинаторами РВК-3 и РВК-4. Каталитическими элементами в этих устройствах являются керамические цилиндры, на поверхность которых нанесен тонкодисперсный платиновый катализатор. Элементы размещаются рядами в стальных рамках. Рамки устанавливаются параллельно в ящики с образованием щелевых проходов для газа. Ящики в два слоя по высоте собирают в проточном корпусе. На каталитических элементах водород редуцируется в водяной пар, а выделившееся тепло вызывает конвективный поток газа. Выходящий поток характеризуется меньшим содержанием водорода, и с течением времени происходит общее снижение концентрации в зоне локализации.

Одним из способов предотвращения горения и взрыва водородосодержащей среды в зоне локализации является устранение возможных источников поджигания. Устранение источников поджигания является требованием правил НП-010-16. Известным недостатком ПАРВ является его потенциальная способность поджечь гремучую смесь. Действующим фактором, вызывающим эффект, могут быть горячие: каталитические элементы, корпус устройства, выхлопная струя, искры, образованные фрагментами катализатора, отделившимися от массива элемента. В работе выясняются условия, при которых ПАРВ может выступить источником поджигания.

Условия поджигания смеси водорода и воздуха

Реакция в гремучей смеси может начаться как самовоспламенение, и как поджигание внешним источником энергии. При самовоспламенении среда прогрета и реакция начинается если температура среды достаточно высокая. Поджигание происходит в холодной среде, если введенной местно энергии достаточно для прогрева окружающей части смеси с учетом тепловых потерь и запуска реакции. Тепловые потери растут с уменьшением линейных размеров области зажигания и ростом скорости газового потока. Теория процесса в общих чертах создана давно [2], но отдельные аспекты проясняются до сих пор [3]. Случается [4], что поджигание и самовоспламенение путают.

Самовоспламенение смеси происходит при температуре 510–580 °С, которая повышается при снижении концентрации водорода (от стехиометрической в воздухе), при увеличении содержания водяного пара [5]. При наличии диоксида азота, аммиака в газовой смеси реакция инициируется при температурах, при которых газы сами по себе совершенно инертны по отношению друг к другу [6].

В горючей смеси горение может быть вызвано поджиганием электрической искрой, горячим предметом, горячей струей газа, действием специального устройства [5, 7]. Горячая поверхность при температуре 1025 К (с разбросом от 960 до 1050 К) зажигает смесь с 10 об. % водорода при атмосферном давлении и температуре 300 К [8]. В более широком диапазоне условий поджигание происходит в интервале 1010–1100 К, богаче смесь – выше температура. Неподвижные смеси водорода и воздуха от стехиометрических до бедных (4 об. %) поджигаются кварцевой трубкой диаметром 24 и длиной 215 мм с температурой поверхности 650–700 °С [9]. Бедные смеси загораются при более низких температурах, в диапазоне 5–15 об. % водорода температура составляет около 650 °С. Фрикционные искры (стальные) поджигают смесь при 1600–1700 °С. Металлический стержень диаметром 6,3 мм зажжет стехиометрическую смесь, движущуюся со скоростью 60 м/с при температуре поверхности 880 °С, кварцевый или платиновый шарик диаметром 5 мм – при скорости 2–5 м/с и температуре 800 °С.

На практике источником поджигания может оказаться широкий круг предметов: предполагается, что случайное возгорание водорода при аварии на АЭС Three Mile Island Unit 2 было вызвано телефонным звонком.

Поджигание смеси водорода и воздуха рекомбинатором

Поджигание может быть вызвано работой ПАРВ. Опасными факторами инициирования зажигания в этом случае являются горячие: каталитические элементы (пластины, цилиндры, гранулы), стенки корпуса и другие элементы конструкции, выхлопная струя, отделившиеся фрагменты катализатора. Поджигающее действие отделившихся фрагментов каталитических элементов нами не рассматривается, вопрос исследовался в работах [10–13].

Зафиксирована температура поджигания 980 °С пластинами (каталитические элементы рекомбинаторов в форме пластин) в эксперименте [14]. Если принять равенство лучистых потоков энергии с пластин на стенку корпуса рекомбинатора и со стенки в окружающую среду, то температуру стенки корпуса $T_{ст}$ можно оценить, используя уравнение

$$(T_{кат})^4 - (T_{ст})^4 = (T_{ст})^4 - (T_{ср})^4, \quad (1)$$

где температуры: пластины – $T_{кат} = 980 + 273 = 1253$ К, среды – $T_{ср} = 120 + 273 = 393$ К. Решением будет $T_{ст} = 1056$ К (783 °С). Это значит, что на практике смесь скорее воспламенится от наружной или внутренней поверхности стенки корпуса рекомбинатора, чем от каталитических пластин внутри устройства. Каталитические пластины горячее, но возле них концентрация водорода близка к нулю. Примерно такая же температура будет у выхлопной струи рекомбинатора, если прореагирует 8–9 об. % водорода (при атмосферном давлении). Струя вызовет воспламенение в окружающей среде, как и поверхность, действуя по аналогичному физическому механизму.

Заявлены конструкции рекомбинаторов, исключаящие поджигание. В работе [15] проанализированы два способа предотвращения поджигания водорода: путем использования катализатора в форме наночастиц платины, внедренных в подложку из оксида металла, и за счет охлаждения катализатора с помощью тепловых труб. Показано отсутствие поджигания до концентраций водорода 22 об. %. В работе [4] сравниваются каталитические элементы в форме пластин: традиционные, со слоем платины с высокой удельной поверхностью, и инновационные, покрытые разреженной сеткой субмикронных кристалликов платины. Первые разогреваются пропорционально концентрации водорода в смеси до опасных уровней; вторые, начиная с некоторой концентрации, замедляют разогрев и не достигают температуры поджигания.

Ограничивая диффузию водорода на катализатор, можно снизить его температуру даже в условиях высоких объемных содержаний этого газа. В техническом решении [16] катализатор покрыт дроссельным слоем с переменными по длине свойствами проницаемости для воздействия на процессы диффузии реагентов и (или) продуктов с целью не допустить высокой температуры катализатора, которая может вызвать воспламенение среды. Катализатор нанесен на пористую титановую пластину, поверхность которой дополнительно покрыта металлической сеткой густого плетения [17, 18]. Такая система работает при концентрации водорода до 20 об. % без поджигания смеси. Сетка оказывает двойное действие, удаляет тепло и выступает мембраной, обогащающей газовую смесь в зоне реакции на катализаторе водородом.

Катализатор может быть нанесен фрагментарно (полосами) для исключения высоких уровней нагрева и поджигания водорода [19, 20]. В работе [21] предложено делить катализатор на слои (до трех), устанавливая слои параллельно между собой с зазором, достаточным для перемешивания среды. В результате температуры среды и катализатора снижаются, возгорание не происходит.

Их анализа литературных данных следует, что рекомбинатор способен поджечь смесь по механизму самовоспламенения при температуре объема выше 510–580 °С. По схеме поджигания нагретой поверхностью при температуре выше 650 °С для неподвижной смеси и концентрации водорода 5–15 об. %. В рекомбинаторе имеются два типа нагретых поверхностей: корпуса снаружи устройства и каталитических элементов, и корпуса с внутренней стороны. Корпус снаружи контактирует с неподвижной смесью исходной концентрации (если нет конвективных потоков в зоне локализации). Каталитические элементы и прилегающие внутренние части корпуса взаимодействуют с движущейся смесью, в результате чего формируются поля концентраций водорода и температур, в которых наиболее горячие зоны совпадают с зонами наиболее низкого содержания водорода. Поэтому температура поджигания пластинами (каталитические элементы рекомбинаторов в форме пластин) в эксперименте составляет 980 °С.

Для устойчивого горения скорость пламени должна быть несильно меньше скорости среды (не более чем в 2–3 раза) [22]. Типичная скорость пламени, для концентраций водорода в воздухе 10 об. % не превосходит 0,1 м/с [23, 24]. Скорость на входе в рекомбинатор РВК – более 0,3 м/с. Эта особенность проявляется в эксперименте [25] с каталитическими пластинами. При поджигании зона горения движется вдоль передней кромки пластины к стенке устройства, собирается в углу внутри корпуса, выходит наружу и только потом зажигает среду в масштабе длин порядка размера рекомбинатора. Такая сложная траектория обусловлена локализацией пламени в местах с низкой скоростью потока. Для каталитических элементов, собранных в рамки ситуация еще более сложная, поскольку в целом ламинарное течение сопровождается эффектами отрыва и присоединения потока к поверхности с формированием замкнутых зон и горячих пятен вблизи точек присоединения.

Расчет определяющих поджигание параметров работы рекомбинатора

Поджигание возможно, если локальная концентрация водорода превысит величину концентрационного предела «каталитического воспламенения» (catalytic ignition), зависящего от конструкции рекомбинатора (реакционной способности материала катализатора; способа

охлаждения каталитических элементов; теплоемкостей самого катализатора, подложки, на которую он нанесен, и защитного кожуха) и химического состава газовой смеси (концентрации пара и химически активных примесей в атмосфере зоны локализации) [26].

Определяющими параметрами для поджигания являются температуры поверхностей и сред, состав и скорость сред вокруг и внутри устройства. Интерес представляют режимы работы при условиях аварии и в лаборатории. Первый важен непосредственно для оценок безопасности, второй – при рассмотрении результатов экспериментальной проверки рекомбинаторов.

Типичные лабораторные условия – это атмосферное давление и температура на входе в ПАРВ порядка 20 °С. Условия для поджигания складываются при концентрациях водорода $C_{H_2} \geq 6$ об.%. Рассчитанные по методу [27] параметры ПАРВ приведены на рис. 1 как функции расстояния x/L , где x – расстояние от начала каталитического элемента по ходу течения; L – длина каталитических элементов; $t_{кат}$, $t_{газ}$ – температуры катализатора и газа, °С. Скорость газа на входе составляет 0,41 м/с, на выходе – 0,87 м/с.

Максимальная температура газа в соответствии с рис. 1 исключает поджигание атмосферы зоны локализации выхлопной струей, а высокая скорость газа исключает распространение пламени вверх или вниз от каталитических элементов. Боковая стенка корпуса у входа нагревается до 670 °С, что следует из решения уравнения:

$$(T_{кат})^4 - (T_{ст})^4 = (T_{ст})^4 - (T_{ср})^4 + \frac{\alpha(T_{ст} - T_{ср})}{\beta}, \quad (2)$$

где $\frac{\alpha}{\beta}$ – коэффициент теплоотдачи стенки, взят как для каталитической пластины 20 Вт/(м²·К), β – постоянная Стефана, $T_{ср} = 20 + 273$ К.

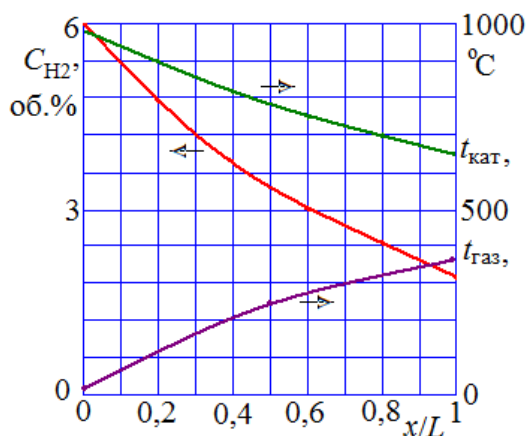


Рис. 1. Параметры ПАРВ

Температура 670 °С достаточна для поджигания горячей поверхностью водородно-воздушной смеси у стенки с концентрацией 6 об. %. Пламя локализуется у стенки течением среды и может распространяться вниз до конца корпуса. На конце корпуса ситуация определится особенностями конструкции и натекания смеси из зоны локализации. Если местная скорость примерно равна скорости на входе, то пламя остановится и будет стоять в этом положении. Если скорость низкая, порядка 0,1 м/с, пламя может выйти в зону локализации и распространяться по ней. Произойдет поджигание среды ПАРВ. В экспериментах [25] эффект в аналогичных условиях зафиксирован в интервале концентраций 5,5–6,8 об. %. Наши результаты (976 °С) близки данным экспериментов [14] по температуре пластин, при которой обнаружено поджигание (980 °С). Вверх движение пламени может быть только до уровня окончания зоны концентрации водорода порядка 6 об. %, выше горение затухнет из-за недостатка топлива. Начиная с концентрации

7,8 об. %, температура выхлопной струи становится достаточной для поджигания среды зоны локализации.

Типичные аварийные условия – это давление 0,25 МПа и температура на входе в ПАРВ порядка 110 °С. Условия для поджигания складываются при концентрациях водорода

$C_{H_2} \geq 4$ об.%. Рассчитанные параметры ПАРВ приведены на рис. 2. Скорость газа на входе составляет 0,38 м/с, на выходе – 0,58 м/с.

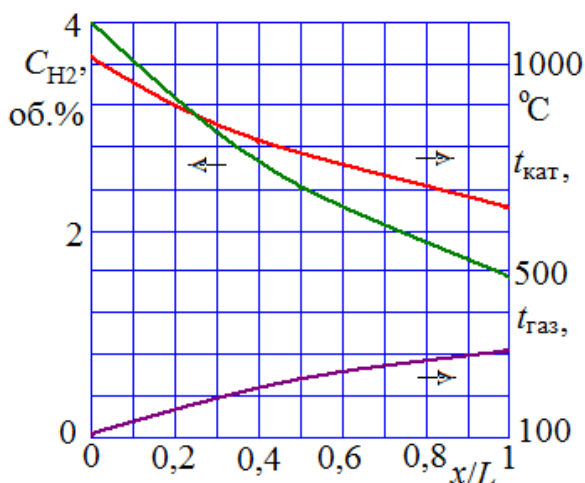


Рис. 2. Параметры ПАРВ

Температуры поверхностей ПАРВ в рассмотренном случае аварии достаточны для поджигания ими водородно-воздушной смеси у стенки, однако концентрация водорода низка и смесь гореть не сможет. Дальнейшее повышение концентрации водорода в зоне локализации приведет к изменению принципа действия ПАРВ: реакция водорода будет происходить в газе возле каталитических элементов без заметного увеличения температуры пластин с ростом концентрации, недожог прекратится. Воспламенение возможно нагретым корпусом или горячей выхлопной струей.

В приложении к задачам водородной взрывозащиты энергоблоков АЭС с водо-водяными реакторами существенны формы горения при протекании реакции. Режимы горения в средневзвешенных условиях приведены в [7]. В лабораторных условиях пламя распространяется во всех направлениях в смесях с более 9, в аварийных – 8 об. % водорода, с этого же уровня и выше наблюдается полное выгорание газа, ниже – горение идет с недожегом [2, 5, 13]. При температуре смеси 500 °С, пламя может распространяться вниз при содержании 5 об. % водорода [5].

Выводы

Определена способность поджигания рекомбинаторами (ПАРВ) водородосодержащего газа атмосферы зоны локализации аварии. Общими условиями поджигания являются температуры элементов корпуса или выхлопной струи ПАРВ выше 650 °С. Рассчитаны температуры элементов и газа в ПАРВ, при которых возможно возникновение горения в лабораторных и аварии на энергоблоке условиях.

В лабораторных условиях поджигание возможно от горячего корпуса, начиная с концентраций водорода в зоне локализации выше 6 об. %, а с 7,8 об. % – и от выхлопной струи. Лимитирует поджигание температура корпуса. В условиях аварии поджигание лимитируется концентрацией водорода в зоне локализации.

Результаты могут использоваться в атомной энергетике при обосновании безопасности АЭС с ВВЭР и экспертизе отчетов по обоснованию безопасности энергоблоков.

Список литературы

1. Проект АЭС-2006. Ленинградская АЭС-2/ ОАО «СПбАЭП». – СПб.: Атомэнергопроект, 2009. – 34 с.
2. Mitigation of hydrogen hazards in severe accidents in nuclear power plants: IAEA-TECDOC-1661 / IAEA. – Vienna, 2011. – 174 p.
3. А. А. Филиппов. Критика «теории зажигания накалиной поверхностью» Я. Б. Зельдовича. Самовоспламенение бесконечного горючего накалиными телами. ДАН РАН. Сер. Физика, техн. науки. 2023. Т. 512. С. 40–43.
4. E.-A. Reinecke, I. M. Tragsdorf, K. Gierling. Studies on innovative hydrogen recombiners as safety devices in the containments of light water reactors . Nuclear Engineering and Design. 2004. V. 230. P. 49–59.
5. Light Water Reactor Hydrogen Manual. Report NUREG/CR-2726 (SAND82-1137 R3). – Albuquerque: Sandia National Laboratories, 1983. – 344 p.
6. И.П. Соколов, А.В. Позин, Р.Б. Шарафутдинов. Введение в обеспечение взрывобезопасности объектов ядерного топливного цикла. Труды НТИЦ ЯРБ. Часть 2. Система нормативного обеспечения взрывобезопасности объектов ядерного топливного цикла. – М.: ФБУ «НТИЦ ЯРБ», 2021. – 202 с.
7. Status Report on Hydrogen Management and Related Computer Codes Nuclear Safety: NEA/CSNI/R(2014)8. –Paris, 2015. – 211 p.
8. Hydrogen phenomena during severe accidents in water cooled reactors: Training course series No. 72 / IAEA. – Vienna, 2021. – 90 p.
9. Т.А. Позин, А.И. Розловский. Пределы поджигания воздушных горючих смесей нагретыми телами. Физика горения и взрыва. 1965. № 4. С. 10–19.
10. Н. Б. Аникин, М. Е. Игнатюк, Ю. А. Пискунов, А. А. Тяклев. Воспламенение смесей с объемной долей водорода в воздухе от 4,8 до 12% частицами керамики, покрытыми платиной. Атомная энергия. 2022. Т. 133, Вып. 2. С. 112–117.
11. T. Blanchat, A. Malliakos. Testing a passive autocatalytic recombiner in the Surtsey facility. Nucl. Technol. 2000. V. 129, № 3. P. 356–373.
12. E. Bezgodov, V. Simonenko. Start-up behavior and the ignition limit of passive hydrogen recombiners with various catalytic elements. Nucl. Engng. Design. 2022. V. 389, 111664.
13. В.А. Симоненко. Работы во ВНИИТФ по водородной энергетике. РЭА. 2021. №1. С. 12–19.
14. Supplementary file to the Developments in the analysis and management of combustible gases in severe accidents in water cooled reactors following the Fukushima Daiichi accident: IAEA-TECDOC-1939 / IAEA – Vienna, 2020. P. 107.
15. E.-A. Reinecke, S. Kelm, S. Struth, C. Granzow, U. Schwarz. Design of catalytic recombiners for safe removal of hydrogen from flammable gas mixtures/ Reinecke, E.-A. [et al.] // International Conference on Hydrogen Safety: proc. of 2 ICHS, San Sebastian, Spain, September 11–13, 2007. – San Sebastian, 2007. – Paper 1.5.122.
16. Katalytisches element: WO patent 2000059634, G21D3/08, G21C19/317, B01J23/44, B01J37/02, G21C9/00, B01J35/02, B01J12/00, B01J23/42, B01J35/10, G21C9/06, C01B5/00, B01J23/40, B01J33/00/ Bernd Eckardt, Malte Berndt; claimed by Framatome ANP GmbH, Engelhard Corporation. – Application number PCT/DE2000/000797 claimed 2000.03.15; published 2000.11.12// Publication number WO2000059634 A1.
17. V. Shepelin, D. Koshmanov, E. Chepelin. Catalysts for hydrogen removal: kinetic paradox and functioning at high concentration of hydrogen. 3rd International Conference on Hydrogen Safety: proceedings, Ajaccio, France, September 16–18, 2009. – Ajaccio, 2009. N. 172.
18. V. Shepelin, D. Koshmanov, E. Chepelin. Catalyst for Recombination of Hydrogen and Oxygen in Confined Spaces under High Concentrations of Hydrogen. Nuclear Technology. 2012. Vol. 178, N.1. P. 29–38.
19. Recombinator for eliminating hydrogen from accident atmospheres: US patent 6846775, B01J37/02, G21C9/06, B01J35/10, G21C19/317/ Peter Brockerhoff, Werner von Lensa, Ernst Arndt

Reinecke; claimed by Forschungszentrum Julich GmbH. – Application number US 09/856,024; claimed 1999.11.12; published 2005.01.25// Publication number US6846775 B1.

20. В.С. Гурский, Т.Б. Маликов, Е.Ю. Харитонов, И.М. Яснев. Пассивный каталитический рекомбинатор водорода с мозаичной структурой каталитических элементов. Технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ. 2024. № 1. С. 28–39.

21. Kweon-ha Park, Myeong-rok Ryu. Proposal and Analysis of New Design Concept of Recombiner Structure to Reduce Spontaneous Ignition. Contemporary Engineering Sciences. 2016. Vol. 9, N.18. P. 863–872.

22. Б. Льюис, Г. Эльбе. Горение, пламя и взрывы в газах. – М.: Мир, 1968. – 592 с.

23. N. Meynet, A. Bentaib. Numerical Study of Hydrogen Ignition by Passive Autocatalytic Recombiners. Nuclear Technology. 2012. V. 178, № 1. P. 17–28.

24. A.L. Sanchez, F.A. Williams. Corrigendum to "Recent advances in understanding of flammability characteristics of hydrogen". Progress in Energy and Combustion Science. 2014. Vol. 41. P. 93–94.

25. Б.Е. Гельфанд, О.Е. Попов, Б.Б. Чайванов. Водород: параметры горения и взрыва. – М.: Физматлит, 2008. – 288 с.

26. И.А. Кириллов, Н.Л. Харитонов, Р.Б. Шарафутдинов, Н.Н. Хренников. Обеспечение водородной безопасности на атомных электростанциях с водоохлаждаемыми реакторными установками. Современное состояние проблемы. Ядерная и радиационная безопасность. 2017. № 2. С. 1–12.

27. В.В. Сорокин. Расчет характеристик пассивных автокаталитических рекомбинаторов водорода типа РВК в условиях аварии на АЭС-2006. X междунар. конф. «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии XXI века»: доклады, Минск, 28–31 мая 2024 г. – Гомель: ИММС НАН Беларуси, 2024. С. 183–201.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОБЪЕМОВ РАО АКТИВАЦИОННОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ,
ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ВВЭР-1200,
С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МОНТЕ-КАРЛО КОДА
И МЕТОДА ДЛИН РЕЛАКСАЦИИ**

Жмура Г.М., Рубин И.Е., Бондарчук Д.В

*Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и
ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси,
Минск, Республика Беларусь
e-mail: georgiyzhmura@mail.ru*

Введение

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ и требованиями, содержащимися в национальных нормативных документах, процесс вывода блоков АЭС из эксплуатации должен учитываться, начиная уже со стадии проектирования станции. Для этого уже на стадии проектирования необходима оценка объема и радиационных характеристик отходов, которые будут образовываться при выводе из эксплуатации энергоблока.

Проработка вопросов создания системы захоронения РАО, образуемых в результате эксплуатации и вывода из эксплуатации Белорусской АЭС, входит в число основных задач «Стратегии обращения с радиоактивными отходами Белорусской атомной электростанции» (Об утверждении стратегии обращения с радиоактивными отходами белорусской атомной электростанции [Электронный ресурс]: постановление Совета Министров Респ. Беларусь, 2 июня 2015 г., № 460 // Национальный правовой Интернет-портал Республики Беларусь. – Режим доступа: <https://pravo.by/natsionalnyy-reestr/poisk-v-reestre/?p1=5/40619> – Дата доступа: 05.06.2023).

При демонтаже реакторного и технологического оборудования в ходе вывода АЭС из эксплуатации образуются РАО, полученные двумя путями: за счет нейтронной активации конструкционных и защитных материалов реактора и накопления радионуклидов в технологическом оборудовании за срок службы АЭС. Основную массу будут составлять РАО, образующиеся за счет нейтронной активации конструкционных и защитных материалов реактора ВВЭР-1200.

Таким образом, для разработки технических предложений, прогнозных план-графиков по организации системы обращения с РАО в процессе вывода из эксплуатации Белорусской АЭС, возможных технологических и конструктивных решений по системе захоронения этих РАО необходимо иметь прогнозные количественные данные по объемам и массе активированных реакторных конструкций в зависимости от длительности их выдержки после окончательного останова энергоблока.

Расчетное прогнозирование объемов радиоактивных отходов, образующихся в результате нейтронной активации бетонов радиационной защиты за срок эксплуатации реактора типа ВВЭР, в зависимости от длительности их выдержки после окончательного останова реактора рассмотрено в работах [1, 2, 3]. Данные по активности конструкций реакторной установки в зависимости от времени после ее останова представлены в материалах проекта Белорусской АЭС и частично опубликованы в работах [1, 4]. В работе [1] выполнено расчетное моделирование активации элементов конструкций реактора при эксплуатации АЭС с ВВЭР-1200, при этом в соответствии с российскими санитарными правилами обращения с РАО все конструкции реактора были разделены на три группы твердых РАО (высоко-, средне- и низкоактивные). В работах [5, 6, 7, 8] авторами настоящей публикации представлены

результаты оценки объемов и радиационных характеристик твердых высокоактивных радиоактивных отходов (ВАО) и долгоживущих среднеактивных радиоактивных отходов (ДСАО) на момент останова реактора ВВЭР-1200 Белорусской АЭС и их изменения в процессе выдержки. Расчеты производились с целью разработки технической концепции системы глубинного захоронения этих групп РАО. В указанных работах расчеты наведенной активности конструкционных и защитных материалов производились для срока эксплуатации реактора 60 лет с использованием Монте-Карло кода MCU-PD и реакторных программных кодов TBC-M, DYN3D:

MCU-PD – компьютерная программа для численного моделирования процессов переноса различного вида излучений (нейтронов, гамма-квантов, электронов, позитронов) в трехмерных системах методом Монте-Карло (аттестационный паспорт от 24.10.2018 № 456);

TBC-M – программа для расчета нейтронно-физических характеристик и малогрупповых констант различных типов топливных кассет ВВЭР для программы DYN3D (аттестационный паспорт от 21.02.2002 № 135);

DYN3D – программа для расчета установившихся и переходных процессов в ядерных реакторах различных типов (лицензионное соглашение № 0012011 между Центром имени Гельмгольца Дрезден-Россендорф и Объединенным институтом энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси).

Результаты расчетных исследований количества твердых высокоактивных, средне активных, низкоактивных, очень низкоактивных радиоактивных отходов (соответственно ВАО, САО, НАО, ОНАО), образующихся при нейтронной активации материалов конструкций, прилегающих к активной зоне реакторной установки ВВЭР-1200, в зависимости от времени после окончательного ее останова представлены в работе [9].

По результатам исследований, представленных в работах [5, 6, 7, 8] установлено, что погрешность определения потоков нейтронов и наведённой активности материалов в участках, наиболее удалённых от активной зоны, с помощью метода Монте-Карло сравнительно велика. Так, на расстоянии более 2 м от активной зоны вследствие относительно небольшого числа нейтронов, попадающих в эти участки, статистическая неопределённость активности радионуклидов может составить 100 % и более.

Цель настоящего исследования – уточнить полученные прогнозные данные по объемам и массе активированных реакторных конструкций, относящихся по уровню удельной активности к РАО различных категорий с учетом участков, наиболее удалённых от активной зоны.

Методика исследований

Оценка объемов РАО на момент останова реактора выполнена на основании расчетных исследований наведенной активности конструкционных и защитных материалов с использованием программного кода MCU-PD и метода длин релаксации для участков, наиболее удалённых от активной зоны.

Для нейтронов, выходящих широким пучком из активной зоны реактора, работающего на тепловых нейтронах, в расчетах защиты часто используют метод длин релаксации. Пространственное распределение плотности потока нейтронов с достаточно хорошей для практических расчетов точностью после исключения геометрического ослабления удается описать простой экспоненциальной зависимостью вида [10]:

$$\Phi(x) = \Phi_0 \exp(-x/L), \quad (1)$$

где L – длина релаксации нейтронов, Φ_0 – поток падающих нейтронов.

Формулы, связывающие длины релаксации L и средние плотности потока нейтронов $\bar{\Phi}$ в соседних участках j и $j+1$, получаются в предположении пространственной зависимости потока внутри участков в виде (2) и равенства потоков на границе между участками:

$$\frac{\bar{\Phi}_{j+1}}{\bar{\Phi}_j} = \frac{L_{j+1} d_j \left(1 - e^{-\frac{d_{j+1}}{L_{j+1}}} \right)}{L_j d_{j+1} \left(e^{\frac{d_j}{L_j}} - 1 \right)}, \quad (2)$$

где d_j и d_{j+1} – толщины участков.

Величины плотности потока нейтронов в выражениях (1)–(2) предполагают наличие одинакового спектра в участках j и $j+1$.

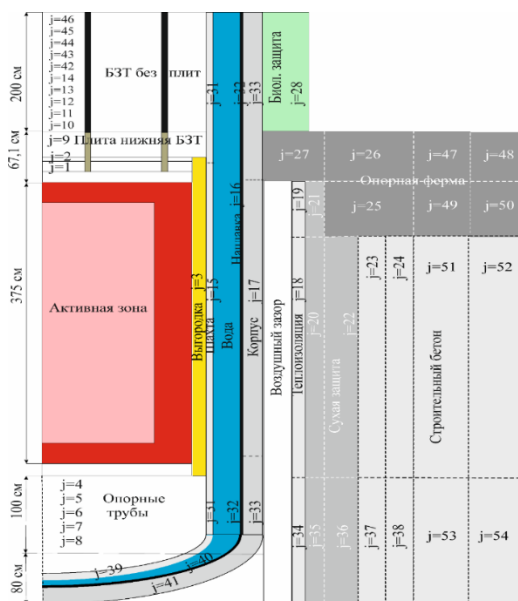
Активности радионуклидов $A_{l,j}$ в дополнительных участках j определяются исходя из активностей радионуклидов в участках-аналогах j' такого же состава, известных с относительно небольшой неопределенностью:

$$A_{l,j} = A_{l,j'} \frac{\bar{\Phi}_j V_j}{\bar{\Phi}_{j'} V_{j'}}, \quad (3)$$

где соотношение объемов дополнительного участка и участка-аналога $V_j/V_{j'}$ в выражении (3) необходимо потому, что величины потока определены как плотности, а величины активности – интегральные по участкам. В качестве средних потоков нейтронов в (3) принимаются значения первой группы.

По сравнению с работой [7] число участков в рассматриваемой области увеличено до 54, а сама область расширена на 90 см по радиусу (до радиуса опорной фермы (ОФ) 465 см). При этом число участков как ОФ, так и строительного бетона, увеличилось на 4. Добавлены участки 39 днища внутрикорпусной шахты (шахта ВК), 40 внутрикорпусной наплавки (наплавка ВК) и 41 корпуса реактора. Над активной зоной дополнительно к 5 участкам БЗТ добавлены еще участки 42–46 того же состава. Материал ОФ, ранее представленный участками 25, 26, 27 теперь включает участки 47–50 высотой 65 см и толщиной 44,75 см. Материал строительного бетона расширен за счет участков 51, 52 высотой 333 см, а также участков 53, 54 высотой 100 см. Толщина дополнительных участков строительного бетона по радиусу 44,75 см.

Полный перечень участков и характеристики наиболее облучаемых элементов конструкции ВВЭР-1200, рассматриваемых в расчетах, приведен в таблице 1. Схема расположения участков конструкционных и защитных материалов по отношению к активной зоне показана на рисунке.



Расположение участков материалов и внешних источников аксиальном направлении

Таблица 1

Характеристики конструкционных материалов ВВЭР-1200 с дополнительными участками

Элемент конструкции j		Н оме р j	Материал	П лот- нос ть, т/м ³	А ктиви - руе мая масса , т	О бъем, м ³
1		2	3	4	5	6
Выгородка		3	08X18H10T- У	7 ,9	4 1,5	5 ,26
Шахта		1 5	08X18H10T- У	7 ,9	2 4,1	3 ,05
		3 1			1 3,7	1 ,74
		3 9			5 ,29	0 ,67
Плита нижняя БЗТ высотой 34,7 см (без ПЭЛ)		9	08X18H10T- У	7 ,9	1 4,6	1 ,84
ПЭЛ в плите нижней высотой 34,7 см			42XHM + Dy ₂ TiO ₅	5 ,65	0 ,20	0 ,04
БЗТ без плит и ПЭЛ (слой высотой 20 см)		1 0–1	08X18H10T- У	7 ,9	1 ,51	0 ,19
ПЭЛ (B ₄ C, каждый слой 20 см высотой)		4, 42– 46	42XHM + B ₄ C	3 ,25	0 ,081	0 ,025
ПЭЛ (Dy ₂ TiO ₅) в зоне концевиков ТВЭЛОВ, слой 13,7 см		1	42XHM + Dy ₂ TiO ₅	5 ,65	0 ,09	0 ,016
ПЭЛ (Dy ₂ TiO ₅) в зоне направляющих каналов, слой 5 см		2			0 ,032	0 ,006
Поглотитель ПЭЛ Dy ₂ TiO ₅		2 9	Dy ₂ TiO ₅	4 ,9	0 ,0079	0 ,0016
Оболочка ПЭЛ		3 0	42XHM	7 ,9	0 ,0042	0 ,0005
Сух ая защита	Левая верхняя часть	2 1	Серпентени товый бетон + сталь 3	3 ,45	9 ,18	2 ,66
	Левая основная часть	2 0			4 7,0	1 3,6
	Правая основн. часть	2 2			8 0,4	2 3,3
	Левая нижняя часть	3 5			1 4,1	4 ,09
	Правая нижняя часть	3 6			2 4,1	7 ,0
Опо рная ферма	Левая верхняя часть	2 7	Серпентени товый бетон + сталь 3	5 ,64	4 1,7	7 ,4
	Средн. верхняя часть	2 6			5 8,7	1 0,4

	Средн. верхняя часть	4 7			4 1,0	7 ,27
	Правая верхняя часть	4 8			4 5,6	8 ,09
	Левая нижняя часть	2 5			5 8,7	1 0,4
	Средн. нижняя часть	4 9			4 1,0	7 ,27
	Правая нижняя часть	5 0			4 5,6	8 ,09
Биологическая защита		2 8	Сerpent. бетон + бор	2 ,78	1 9,6	7 ,05
Строительный бетон	Левая основная часть	2 3	Строительный бетон с добавкой бора	2 ,2	3 1,8	1 4,5
	Средн. основная часть	2 4			3 3,7	1 5,3
	Средн. основная часть	5 1			8 2,1	3 7,3
	Правая основная часть	5 2			9 1,1	4 1,4
	Левая нижняя часть	3 7			9 ,6	4 ,3
	Средняя нижняя часть	3 8			1 0,1	4 ,6
	Средняя нижняя часть	5 3			2 4,6	1 1,2
	Правая нижняя часть	5 4			2 7,3	1 2,4

Результаты и их обсуждение

Значения длин релаксации получены в основном на основании расчетов по кодам DYN3D и MCU-PD, приведены в таблице 2.

Таблица 2

Длины релаксации материалов, полученные для расчета потоков нейтронов и величин наведенной активности в дополнительных участках

Материалы	Значения L , см
Опорные трубы и теплоноситель в пространстве под активной зоной	10,4
Блок защитных труб (без нижней плиты) и теплоноситель над активной зоной	11,7
Шахта и наплавка внутрикорпусные, корпус реактора	8,5
Теплоноситель (вода)	11
Опорная ферма	16,6
Сухая защита	11,2
Строительный бетон	15,9

По данным расчетных исследований изотопного состава и активностей радионуклидов на момент окончательного останова реактора активируемых конструкционных и защитных материалов реактора ВВЭР-1200 Белорусской АЭС были рассчитаны удельные активности по

каждому изотопу, суммарные удельные активности, массы и объемы активированных материалов. Массы и объемы активированных конструкционных материалов по каждому элементу конструкции реактора ВВЭР-1200 по категориям РАО после окончательного останова реактора приведены в таблице 3. В таблице красным, желтым, синим, голубым цветами выделены радиоактивные отходы, содержащие бета-излучающие радионуклиды (за исключением трития) и относящиеся соответственно к ВАО (10^7 Бк/г и более), САО (от 10^4 до 10^7 Бк/г), НАО (от 10^3 до 10^4 Бк/г), ОНАО (до 10^3 Бк/г) [11]. По тритию материалы нормируются отдельно.

Таблица 3

Массы и объемы активированных конструкционных материалов по каждому элементу конструкции реактора ВВЭР-1200 по категориям РАО на момент окончательного останова реактора

Элемент конструкции	m, г	V, м ³
Выгородка	4,15 E+07	5,25 E+00
Шахта	4,31 E+07	5,45 E+00
Наплавка	7,50 E+06	9,50 E-01
Корпус без наплавки	1,76 E+08	2,23 E+01
Пространство под активной зоной	7,60 E+06	9,62 E-01
Блок защитных труб	2,97 E+07	3,76 E+00
ПЭЛ (Dy ₂ TiO ₅), срок службы 10 лет (за 60 лет работы реактора)	1,93 E+06	3,42 E-01
ПЭЛ (Dy ₂ TiO ₅), 20 загрузок (за 60 лет работы реактора)	2,45 E+05	4,29 E-02
ПЭЛ (B ₄ C), срок службы 10 лет (за 60 лет работы реактора)	4,86 E+06	1,50 E+00
Теплоизоляция	1,10 E+07	1,01 E+01
Сухая защита	1,75 E+08	5,07 E+01
Опорная ферма	3,32 E+08	7,05 E+00
Биологическая защита	1,96 E+07	5,89 E+01
Строительный бетон	3,10 E+08	1,41 E+02

Как видно из таблицы 3, на момент окончательного останова реактора ВВЭР-1200 материалы выгородки, шахты, наплавки, пространства под активной зоной, блок защитных труб, ПЭЛ (Dy₂TiO₅) со сроком службы 10 лет, ПЭЛ (Dy₂TiO₅) со сроком службы 3 года будут относиться к категории ВАО.

На момент окончательного останова реактора материалы корпуса без наплавки, теплоизоляция и сухая защита будут относиться к САО. Материалы ПЭЛ (B₄C) сроком службы

10 лет и опорная ферма будут относиться к НАО. Биологическая защита и строительный бетон будут относиться к ОНАО.

Отметим, что определение категории РАО того или иного элемента конструкции производилось исходя из их суммарной бета активности и масс всех рассматриваемых участков (по тритию определение категории РАО производилась отдельно). Поскольку вклад дополнительных участков конструкционных материалов в суммарную активность радионуклидов по всему материалу незначителен, то при расчете средних значений удельных активностей элементов, рассматриваемых в расчетной модели, приводит их снижению и увеличению масс и объемов различных категорий радиоактивных отходов.

Заключение

Оценка объемов РАО на момент останова реактора выполнена на основании расчетных исследований наведенной активности конструкционных и защитных материалов с использованием программного кода MCU-PD и метода длин релаксации для участков, наиболее удалённых от активной зоны.

На момент окончательного останова реактора ВВЭР-1200 материалы выгородки, шахты, наплавки, пространства под активной зоной, блок защитных труб, ПЭЛ (Dy_2TiO_5) со сроком службы 10 лет, ПЭЛ (Dy_2TiO_5) со сроком службы 3 года будут относиться к категории ВАО. Материалы корпуса без наплавки, теплоизоляция и сухая защита будут относиться к САО. Материалы ПЭЛ (B_4C) сроком службы 10 лет и опорная ферма будут относиться к НАО. Биологическая защита и строительный бетон будут относиться к ОНАО.

Суммарная масса и объем активированных конструкционных материалов по всем элементам реактора ВВЭР-1200, относящихся к ВАО, составят соответственно 132 т и 16,8 м³. Суммарная масса и объем активированных конструкционных материалов, относящихся к САО, составят соответственно 362 т и 83,1 м³, к НАО – 337 т и 8,55 м³, к ОНАО – 330 т и 200 м³.

Список литературы

1. Былкин Б.К., Егоров А.Л., Журбенко Е.А., Цофин В.И. / Радиационные характеристики реакторных конструкций после окончательного останова АЭС с ВВЭР// Атомная энергия, 2009. – Т. 106, вып. 1. – С. 56–60.
2. Былкин Б.К., Енговатов И.А. Кожевников А.Н., Синюшин Д.К. / К определению категории РАО для бетонов радиационной защиты ядерных установок при их выводе из эксплуатации // Атомная энергия. 2016. – Т. 121, вып. 5. – С. 298–301.
3. Былкин Б.К., Кожевников А.Н., Енговатов И.А., Синюшин Д.К. / Наведенная активность радиационной защиты в проблеме вывода из эксплуатации ядерных установок // Ядерная и радиационная безопасность, 2017. – № 3 (85). – С. 1–14.
4. Практические основы разработки и обоснования технических характеристик и безопасности эксплуатации реакторных установок типа ВВЭР/ М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2015. - 480 с.
5. Жемжуров, М.Л. Оценка объемов подлежащих глубинному захоронению радиоактивных отходов, образующихся в результате активации конструкционных и защитных материалов реактора ВВЭР-1200 Белорусской АЭС / М.Л. Жемжуров [и др.] // материалы 8 Междунар. конф. «Атомная энергетика, ядерные и радиационные технологии 21-го века». – Минск, 2020. – С. 11–21.
6. Zhemzhurov, M.L. Calculation researches for the formation of high-level and long-life medium-level radioactive waste of activation origin for the VVER-1200 reactor of Belarusian NPP / M.L. Zhemzhurov [et al] // Nonlinear Dynamics and Applications. – 2020. – Vol. 66. – P. 66–75.
7. Оценка объемов, подлежащих глубинному захоронению радиоактивных отходов, образующихся в результате активации конструкционных материалов реактора ВВЭР-1200 Белорусской АЭС / М.Л. Жемжуров [и др.] // Весці НАН Беларусі Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2021. – № 3. – С. 365–377.

8. Прогнозная оценка изменения объемов подлежащих глубинному захоронению радиоактивных отходов в активированных реакторных конструкциях в процессе их выдержки после окончательного останова энергоблоков Белорусской АЭС/ М.Л. Жемжуров [и др.] // Весці НАН Беларусі Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2022. – № 3. – С. 332–344.

9. Определение объемов радиоактивных отходов в активированных реакторных конструкциях ВВЭР-1200/ М.Л. Жемжуров [и др.] // Весці НАН Беларусі Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2024. – № 1. – С. 39–52.

10. Машкович, В.П. Защита от ионизирующих излучений: справочник / В.П. Машкович, А.В. Кудрявцева. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.

11. Постановление Министерства здравоохранения Республики Беларусь 31.12.2015 № 142 Санитарные нормы и правила «Требования к обеспечению радиационной безопасности персонала и населения при обращении с радиоактивными отходами» // Национальный правовой Интернет-портал Республики Беларусь. – URL: <https://pravo.by/document/?guid=12551&p0=W21630613p> (дата обращения: 09.02.2026).

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОСОБО ВАЖНЫХ ЗОН НА ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКЕ

О.Б. Гурко, М.А. Козел, Л.Г. Лукашевич, И.А.Рымарчик

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, Минский р-н, Республика Беларусь

Возможность использования ядерного или другого радиоактивного материала в злоумышленных целях не может быть исключена в нынешней глобальной ситуации. Государства реагируют на этот риск укреплением защиты и контроля в отношении такого материала и принятием эффективных мер в случае возникновения событий, связанных с физической ядерной безопасностью. Обеспечение физической ядерной безопасности имеет первостепенное значение при управлении ядерными технологиями и в тех областях, где используется или транспортируется ядерный или другой радиоактивный материал.

В государствах создается и обеспечивается устойчивый эффективный режим физической ядерной безопасности, как это устанавливается Конвенцией о физической защите ядерного материала и ядерных установок с поправкой 2005 года. Эффективный национальный режим физической ядерной безопасности базируется на: применении соответствующих международно-правовых документов; защите информации; физической защите; учете и контроле ядерного материала; обнаружении незаконного оборота такого материала и соответствующих мерах реагирования; национальных планах реагирования и принятии чрезвычайных мер.

Каждое государство несет полную ответственность за обеспечение физической ядерной безопасности, т.е. за обеспечение: физической безопасности ядерного и другого радиоактивного материала и связанных с ними установок, а также связанной с ними деятельности; физической безопасности такого материала при его использовании, хранении или перевозке (транспортировке) и противодействия незаконному обороту и непреднамеренному перемещению такого материала. Государство также должно быть готово к реагированию на любое событие, связанное с физической ядерной безопасностью.

Физическая ядерная безопасность достигается путем предупреждения, обнаружения, предотвращения несанкционированных действий, совершаемых в отношении объектов использования атомной энергии, эксплуатирующей организации, деятельности в области использования атомной энергии, и применения соответствующих мер реагирования на такие действия.

Для обеспечения физической безопасности эксплуатирующая организация обеспечивает создание и функционирование системы физической защиты с учетом требований законодательства о ядерной и радиационной безопасности, в том числе обязательных для соблюдения технических нормативных правовых актов [1]. Меры по обеспечению физической ядерной безопасности разрабатываются с учетом действующих в эксплуатирующей организации мер по обеспечению ядерной и радиационной, экологической, пожарной, промышленной, информационной и иной безопасности, основываются на дифференцированном подходе и глубокоэшелонированной защите, а также учитывают:

текущую оценку внутренних и внешних угроз;

характеристики объектов использования атомной энергии и их уязвимые места;

оценку последствий несанкционированных действий в отношении объектов использования атомной энергии.

Меры по обеспечению физической защиты распространяются на:

предметы физической защиты;

информацию о системе физической защиты, неправомерные действия в отношении которой могут способствовать несанкционированным действиям.

При создании и совершенствовании системы физической защиты необходимо:

учитывать особенности эксплуатирующей организации и принимаемые в ней меры по обеспечению ядерной, радиационной, пожарной, информационной, экологической, промышленной и иной безопасности;

ограничивать число лиц, имеющих доступ к предметам физической защиты, элементам и системам, важным для обеспечения безопасности эксплуатирующей организации или ее системы физической защиты, к информации об организации, составе, характеристиках и функционировании системы физической защиты;

обеспечивать соответствие системы физической защиты установленным требованиям в отношении объектов использования атомной энергии;

устанавливать требования к организационно-техническим мерам по обеспечению физической защиты в зависимости от категории предметов физической защиты.

Задачами системы физической защиты являются:

предупреждение несанкционированных действий;

своевременное обнаружение несанкционированных действий;

задержка (замедление) проникновения (продвижения) нарушителей;

реагирование на несанкционированные действия и нейтрализация нарушителей для пресечения несанкционированных действий.

Для выполнения задач системы физической защиты эксплуатирующая организация обеспечивает:

разработку и утверждение в установленном порядке локальных правовых актов по организации и обеспечению физической защиты;

разработку модели нарушителей (проектной угрозы) совместно с заинтересованными;

проведение анализа уязвимости;

оценку последствий несанкционированных действий в отношении предметов физической защиты, категория которых определяется исходя из масштаба радиационного воздействия;

категорирование предметов физической защиты, помещений (при необходимости - зданий, сооружений);

выделение и документальное оформление охраняемых зон, зон ограниченного доступа, запретных зон и определение мест размещения предметов физической защиты в соответствующих зонах, зданиях, сооружениях, помещениях;

охрану объектов использования атомной энергии;

проведение оценки эффективности системы физической защиты;

функционирование системы физической защиты, в том числе эксплуатацию инженерно-технических средств физической защиты;

проведение постоянного и непрерывного контроля за соблюдением требований по физической защите.

Определение особо важных зон является важным этапом процесса защиты от диверсий. Определение особо важных зон (ОВЗ) – это процесс определения зон на ядерной установке, вокруг которых будет обеспечена защита с целью предотвращения или снижения вероятности диверсий.

В публикации INFCIRC/225/Rev. 5 [2] указано, что ядерный материал в количествах, которые в случае их рассеяния могут приводить к серьезным радиологическим последствиям (СРП), и минимальный комплект оборудования, систем или устройств, необходимых для предотвращения СРП, необходимо размещать в пределах одной или нескольких особо важных зон, расположенных в защищенной зоне. При определении особо важных зон следует учитывать все меры, которые были предусмотрены на установке в целях обеспечения безопасности.

Серьезные радиологические последствия означают радиологические последствия, возникающие в результате работы крупных ядерных установок, таких как атомные электростанции. Уровень защиты особо важных зон аналогичен уровню, необходимому для предотвращения хищения ядерного материала категории 1 [1]. На основании дифференцированного подхода для зон, в которых требуется защита наличных количеств

ядерного материала, с которыми связаны последствия более низких категорий (выше неприемлемых радиологических последствий, но ниже серьезных радиологических последствий), могут потребовать более низкие уровни защиты, чем те, которые требуются для особо важных зон.

Концепция особо важной зоны используется для определения границы вокруг особо важного оборудования, систем, устройств или ядерного материала, в отношении которых может быть применена физическая защита. Целью процесса определения ОВЗ является определение набора зон установки, содержащих оборудование, системы, конструкции, элементы, устройства, или действий оператора, которые, при условии их надлежащей защиты, позволяют предотвратить СРП.

При рассмотрении изменений в конструкции или до их реализации, а также при изменении угрозы процесс определения ОВЗ проводится повторно. Лучше всего применять этот процесс на этапе проектирования новой установки, когда можно оптимизировать физическую защиту и избежать необходимости модернизации.

Как правило, за определение особо важных зон отвечает оператор.

Процесс определения ОВЗ состоит из следующих этапов:

- сбор исходной информации, используемой в процессе ООВЗ:
 - определение группы специалистов, осуществляющих процесс ООВЗ;
 - политические соображения. Учет ключевых политических соображений, необходимых для процесса определения ОВЗ;
 - характеристики площадки и установки. Определение наличных количеств ядерного и другого радиоактивного материала;
 - консервативный анализ, проводимый для каждого наличного количества ядерного и другого радиоактивного материала. Определение того, могут ли при полном выбросе любого наличного количества быть превышены критерии СРП. Включение прямого рассеивания любого такого наличного количества в качестве события в логическую модель диверсии и продолжение процесса;
- выявление любых исходных событий [3] злоумышленного происхождения (ИСЗП), которые могут косвенно привести к СРП;
- выявление любых ИСЗП, которые превышают возможности систем смягчения последствий. Включение каждого такого ИСЗП в логическую модель диверсии в качестве события, приводящего к СРП;
- определение систем, структур и элементов для смягчения последствий каждого ИСЗП. Для каждого ИСЗП, не превышающего возможности системы смягчения последствий, определение функций безопасности, необходимых для смягчения ИСЗП, систем, конструкций и элементов, выполняющих функции безопасности, и критериев успеха для этих систем;
- разработка логической модели диверсии, определяющей сочетания событий (прямое рассеивание, ИСЗП, превышающие возможности системы смягчения последствий, и ИСЗП в сочетании с выводением из строя системы смягчения последствий), которые могут приводить к СРП;
- исключение из логической модели диверсий всех событий, которые предполагаемая угроза не имеет возможности реализовать;
- определение мест нахождения (зон), в которых могут быть осуществлены прямое рассеивание, ИСЗП и другие события, предусмотренные логической моделью диверсий. Замена событий в логической модели диверсий соответствующими им зонами;
- получение решения логической модели зоны диверсии с целью определения сочетаний мест нахождения, которые следует защищать;
- выбор набора особо важных зон, которые будут защищены с целью предотвращения диверсии, приводящего к СРП.

Анализ безопасности установки может также быть использован при определении ОВЗ. Выполненные детерминистские и вероятностные оценки безопасности обеспечат анализ реагирования установки на различные исходные события, которые могут быть вызваны

случайным отказом, влиянием человеческого фактора и т.п. Эти события могут также быть вызваны злоумышленными действиями. Детерминистская и вероятностная оценки безопасности предоставляют обширную информацию о характеристике площадки и установки, которая будет полезна группе специалистов, осуществляющих определение ОВЗ. Любой из этих видов анализа будет содержать информацию, которая может быть использована для построения логических моделей, необходимых для определения ОВЗ.

Данная работа выполняется в рамках задания «Меры по обеспечению физической ядерной безопасности при использовании, хранении, перевозке ядерных и радиоактивных материалов с учетом угроз, системы учета и контроля ядерного материала» ГПНИ «Энергофизические системы и технологии» (подпрограмма 1.3 «Развитие атомной энергетики, ядерных и радиационных технологий»).

Список источников

1. Положение о порядке обеспечения физической ядерной безопасности: утв. постановлением Совета Министров Респ. Беларусь от 09.10.2023 № 668 // Нац. реестр правовых актов Респ. Беларусь. – 2023. – № 5/52215.
2. Рекомендации по физической ядерной безопасности, касающиеся физической защиты ядерных материалов и ядерных установок (INFCIRC/225/Rev.5): NSS № 13/МАГАТЭ. – Вена, 2012.
3. Безопасность атомных электростанций: проектирование: № NS-R-1/МАГАТЭ. – Вена, 2003.

РЕАЛИЗАЦИЯ ДОГОВОРА О НЕРАСПРОСТРАНЕНИИ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ В БЕЛАРУСИ

О.Б. Гурко (gurko@sosny.bas-net.by), М.А.Козел

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, Минский р-н, Республика Беларусь

Республика Беларусь впервые заявила о своем намерении сделать свою территорию безъядерной зоной в 1990 году в декларации «О государственном суверенитете Республики Беларусь» [1]. Подписав в 1992 году Лиссабонский протокол [2], республика оформила членство в Договоре о сокращении стратегических наступательных вооружений (СНВ-1). Данный шаг был неразрывно связан с принятием важнейшего политического решения о присоединении Беларуси к ДНЯО в качестве неядерного государства.

В июле 1993 года Республика Беларусь официально оформила свое участие в Договоре о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО), что отражено в нормативных правовых актах [3-5], став первым государством, которое добровольно отказалось от возможности обладания ЯО, оставшимся после распада СССР, без всяких предварительных условий и оговорок. Тем самым страна фактически положила начало процессу урегулирования вопросов ядерного разоружения на постсоветском пространстве в интересах международного мира и безопасности. Приветствуя факт присоединения Беларуси к Договору в этом качестве, Великобритания, Россия и США предоставили ей гарантии безопасности, зафиксировав свои обязательства в Будапештском меморандуме от 5 декабря 1994 года [6].

Как страна - участница ДНЯО, не обладающая ядерным потенциалом, Беларусь, согласно части 1 статьи II Договора, обязалась заключить соглашение о всеобъемлющих гарантиях с МАГАТЭ исключительно с целью проверки выполнения принятых обязательств по Договору, с тем чтобы не допустить переключения ядерной энергии с мирного применения на создание ядерного оружия или других ядерных взрывных устройств. Процедуры гарантий осуществляются в отношении исходного или специального расщепляющегося материала независимо от того, производится ли он, обрабатывается или используется в любой основной ядерной установке или находится за ее пределами. При вступлении соглашения о гарантиях в силу Беларусь принимает обязательство заявить МАГАТЭ обо всем имеющемся у нее ядерном материале и установках, подлежащих гарантиям, а также постоянно обновлять эту информацию.

Соглашение между Республикой Беларусь и Международным агентством по атомной энергии о применении гарантий в связи с Договором о нераспространении ядерного оружия от 14 апреля 1995 года (далее - соглашение о гарантиях) [7] вступило в силу 31 августа того же года. Одновременно с ним были приняты согласованные государством дополнительные положения, в которых рассматриваются технические и административные процедуры с целью детализации порядка применения соглашения о гарантиях.

Эксплуатация ядерных установок и (или) пунктов хранения, пунктов захоронения ЯМ запрещена без соблюдения необходимых мер по обеспечению их физической защиты. Это касается также любых работ, связанных с обращением и перевозкой (транспортированием) ядерных материалов.

В соответствии с Законом Республики Беларусь от 10 октября 2022 года № 208-3 «О регулировании безопасности при использовании атомной энергии» компетентным органом по обеспечению физической ядерной безопасности определен Госатомнадзор. В состав государственной системы, обеспечивающей физическую ядерную безопасность, также входят Комитет государственной безопасности, Министерство внутренних дел, Министерство

обороны и иные республиканские органы государственного управления, действующие в пределах своей компетенции.

В рамках контроля за обеспечением ядерной и радиационной безопасности на Белорусской АЭС и других организациях Республики Беларусь Госатомнадзором проводятся регулярные надзорные мероприятия за соблюдением требований законодательства в области физической ядерной безопасности.

Охрана объекта Белорусской АЭС осуществляется силами службы безопасности станции и силами внутренних войск Министерства внутренних дел.

В 2021 году на площадках Госатомнадзора и Белорусской АЭС проведена Международная консультативная миссия по физической защите объектов использования атомной энергии (миссия IPPAS), в ходе которой экспертами МАГАТЭ были представлены рекомендации и предложения по дальнейшему укреплению и поддержанию физической ядерной безопасности в государстве, а также отмечен передовой опыт Республики Беларусь, который сможет послужить примером для других государств – членов МАГАТЭ в укреплении их деятельности в области физической ядерной безопасности.

Составной частью физической ядерной безопасности являются вопросы учета и контроля ядерного материала и источников ионизирующего излучения.

Справочно: По состоянию на декабрь 2024 года в единой государственной системе учета и контроля ИИИ зарегистрировано 1 848 субъектов хозяйствования, использующих в своей деятельности 23 476 ИИИ [8].

Основной составляющей осуществления гарантий в рамках глобального режима нераспространения ядерного оружия является государственная система учета и контроля ядерного материала. Сведения, содержащиеся в этой системе, служат основой для формирования отчетов о наличии и количестве ядерного материала в стране для последующего направления в МАГАТЭ в рамках выполнения международных обязательств по Соглашению о применении гарантий.

В рамках открытости белорусской энергетической программы в Республике Беларусь применяются системы удаленного мониторинга (меры сохранения и наблюдения) МАГАТЭ на энергоблоках № 1 и № 2 Белорусской АЭС.

Справочно: Системы удаленного мониторинга (меры сохранения и наблюдения) применяются МАГАТЭ для проверки того, что заявленное количество ядерного материала и его перемещение соответствуют заявлениям государства.

Данные системы реализованы путем бесперебойного функционирования камер видеонаблюдения МАГАТЭ на энергоблоках № 1 и № 2 Белорусской АЭС, которые в режиме онлайн передают информацию в штаб-квартиру МАГАТЭ. Также МАГАТЭ использует в своей деятельности устройства индикации вмешательства (металлические и электронные печати, пломбы) путем опечатывания контейнеров, оборудования, где может находиться и перемещаться ядерное топливо.

В рамках выполнения международных обязательств по Соглашению о применении гарантий на постоянной основе проводятся инспекции МАГАТЭ на Белорусской АЭС и в научном учреждении «ОИЭЯИ – Сосны», а также по запросу МАГАТЭ в зоне баланса материала вне установки [8].

Справочно: В целях проверки выполнения Республикой Беларусь гарантий МАГАТЭ в Республике Беларусь созданы специальные зоны баланса ЯМ, позволяющие МАГАТЭ отслеживать количество ЯМ, его перемещение и использование:

ВУ-А – научное учреждение «ОИЭЯИ – Сосны»;

ВУВ-0 – хранилище свежего топлива Белорусской АЭС;

ВУВ-1 – энергоблок № 1 Белорусской АЭС;

ВУВ-2 – энергоблок № 2 Белорусской АЭС;

ВУ-Е – специализированное предприятие по обращению с радиоактивными отходами «Экорес»;

ВУ-Z – «зона баланса вне установки» (организации на территории Республики Беларусь (промышленные, медицинские), использующие в своей деятельности ядерные материалы (промышленные гамма дефектоскопы, уровнемеры, защитные контейнеры и медицинские гамма-терапевтические аппараты, лаборатории).

Так как физическая ядерная безопасность и применение гарантий являются неотъемлемой составляющей общей инфраструктуры ядерной и радиационной безопасности, МАГАТЭ регулярно проводит тематические мероприятия с вовлечением стран-участниц. Одним из самых масштабных мероприятий стала международная конференция «Физическая ядерная безопасность: задел на будущее», которая состоялась в мае 2024 года в штаб-квартире МАГАТЭ в Вене. В ней приняли участие представители руководства высокого уровня 91 страны – участницы Агентства.

Беларусь приняла все ключевые экспертные миссии МАГАТЭ, рекомендованные для стран-новичков в области атомной энергетики, включая миссию IPPAS. Результаты миссии подтверждают, что в стране установлен режим физической ядерной безопасности, основанный на руководящих принципах МАГАТЭ, а также особое внимание уделяется вопросам безопасности и надежности атомной электростанции.

Реализация Госатомнадзором комплексного подхода по организации функционирования государственных систем по обеспечению физической ядерной безопасности, гарантий, учета и контроля ядерных материалов и источников ионизирующего излучения позволила повысить режим физической ядерной безопасности объектов использования атомной энергии в государстве.

Четко следуя принципам международного согласования и сотрудничества, Беларусь ратифицировала все основные конвенции и соглашения в области ядерной и радиационной безопасности, физической ядерной безопасности и гарантий. В стране создана государственная система учета и контроля ядерного материала, на законодательном уровне определен орган государственного управления, обеспечивающий ее функционирование и ответственный за своевременное предоставление в МАГАТЭ обязательной информации в части учета и контроля ядерного материала.

Список источников

1. О государственном суверенитете Республики Беларусь: Декларация Верховного Совета Белорусской ССР, 27 июля 1990 г., № 193-XII.
2. Протокол к Договору между Союзом Советских Социалистических Республик и Соединенными Штатами Америки о сокращении и ограничении стратегических наступательных вооружений (СНВ-1): подписан 31.07.1991 г.
3. Постановление Президиума Верховного Совета Республики Беларусь от 14 июня 1993 г. № 2381-XII «О правопреемственности Республики Беларусь в отношении Конвенции о физической охране ядерного материала».
4. Постановление Совета Министров Республики Беларусь от 24 мая 1993 г. № 338 «О мерах по физической защите ядерных материалов».
5. Постановление Совета Министров Республики Беларусь от 8 июля 1993 г. № 373 «О мерах по выполнению условий Договора о нераспространении ядерного оружия».
6. Меморандум аб гарантыях бяспекі у сувязі з далучэннем Рэспублікі Беларусь да Дагавора аб нераспаўсюджванні ядзернай зброі: 05.12.1994 г.
7. Соглашение между Правительством Республики Беларусь и Международным агентством по атомной энергии о применении гарантий в связи с Договором о нераспространении ядерного оружия» от 14 апреля 1995 года.
8. Обзор состояния радиационной безопасности в Республике Беларусь за 2024 год. УП «ИВЦ Минфина», 2025.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАБОЧИХ ПАРАМЕТРОВ ИОННО-ПЛАЗМЕННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ДЕЗАКТИВАЦИИ ЯЭУ

Петровская А.С., Цыганов А.Б.

ООО «ИнноПлазмаТех», г. Санкт-Петербург, Российская Федерация

Введение

Одной из главных проблем ядерной энергетики является поиск эффективных технологий дезактивации ЯЭУ с целью сокращения объемов образующихся вторичных РАО и экономических затрат в процессе плановых остановов и вывода из эксплуатации.

В процессе плановых ремонтов, а также при выводе из эксплуатации реакторных установок одной из главных проблем является сокращение образующихся при дезактивации оборудования объемов вторичных РАО. В частности, речь идет о дезактивации оборудования первого контура, содержащего радиоактивные поверхностные отложения в виде активированных продуктов коррозии (Co, Fe, Mn, Cr, Ni, Ti и др.), а также, возможно, продуктов деления ядерного топлива. Радиоактивные отложения могут иметь сложный химический состав, зависящий от типа реактора, условий его эксплуатации и свойств конструкционных материалов. Элементы конструкций реакторных установок, изготовленные из нержавеющей стали, содержат поверхностные отложения в форме оксидов металлов и их более сложных соединений вида $Ni_nCr_mFe_{(3-n-m)}O_4$, где $n = 0 \div 2$, $m = (2 - n)$, $Ni_nFe_{(3-n)}O_4$ (где $n = 0 \div 2$) [1], а также смешанных ферритов кобальта и никеля с общей формулой $(CoO)_x(NiO)_y(FeO)(1 - x - y)Fe_2O_3$, где $1 > y \gg x$ [2]. Наиболее часто и широко применяемыми технологиями дезактивации внутриконтурного оборудования реакторных установок являются радиохимические методы [3], приводящие к увеличению объемов вторичных РАО в десятки раз, значительным экономическим затратам, а также к коррозии и разрушению стенок оборудования.

Также серьезной проблемой процесса вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов является дезактивация облученного реакторного графита, накопленного в мире в объемах более 260 тыс. т (в России порядка 50 тыс. т). В настоящий момент ситуация обостряется начавшимся выводом из эксплуатации 11 энергоблоков с реакторами РБМК, содержащими порядка 22 тыс. т облученного реакторного графита, 2 из которых на Ленинградской АЭС уже остановлены. Однако эффективных методов дезактивации реакторного графита в мире до сих пор не существует [4-7].

Физические принципы ионно-плазменной технологии и результаты

Для эффективного решения задач вывода из эксплуатации, включающих дезактивацию металлоконструкций реакторных установок и облученного графита, нами разрабатывается ионно-плазменная технология, основанная на использовании укороченного плазменного разряда в среде инертного газа для удаления поверхностных отложений. В случае дезактивации внутриконтурного оборудования речь идет об удалении поверхностных радиоактивных отложений, независимо от их химического состава. В случае дезактивации облученного реакторного графита реакторов РБМК принимается во внимание преимущественно поверхностное загрязнение графитовых блоков основным дозообразующим радионуклидом ^{14}C , образующимся вследствие захвата нейтронов атомами азота, содержащимися в гелий-азотной смеси, используемой для продувки и охлаждения графитовой кладки в процессе всего периода эксплуатации. Процесс дезактивации осуществляется следующим образом: разряд в среде аргона зажигается между дезактивируемой поверхностью (катодом) и охлаждаемым электродом-коллектором (анодом), удаление слоя атомов с поверхности реализуется за счет ионного и термического распыления с последующим их осаждением на аноде, изготовленном в виде тонкой платины из тугоплавкого металла, например, тантала. Экспериментально найдены рабочие параметры технологии: давление аргона 0.1-1 атм., тока разряда 0.01-1 А/см², напряжение 100-1000 В, разрядный промежуток 0.1-2 мм. Реализация технологии возможна как

в специальной дезактивационной камере, так и при использовании портативной распылительной ячейки. Более подробно описание технологии приведено в наших работах [8-10], а также в совместном с Концерном Росэнергоатом патенте на изобретение и международных патентных заявках с ГК Росатом [11]. Также результаты технологии были представлены по приглашению МАТАТЭ на техническом совещании [12]. В данной работе нами в лабораторных условиях выполнены эксперименты по распылению слоя атомов необлученного реакторного графита (марки ГР-280) и металлического сплава (на примере чистого цинка) в аргоновой плазме и осаждению слоя распыленных атомов на поверхность танталового электрода-коллектора (анода). Подтверждением работоспособности ионно-плазменной технологии является обнаружение слоя атомов углерода и цинка на поверхности танталового электрода, выполненное методом сканирующей электронной микроскопии с энергодисперсионным X-гау микроанализом элементного состава поверхности. На рисунке 1 (а) и (б) представлены спектры элементного состава и морфология поверхности танталового электрода-коллектора, подтверждающие осаждение на поверхности Ta атомов углерода и цинка, соответственно.

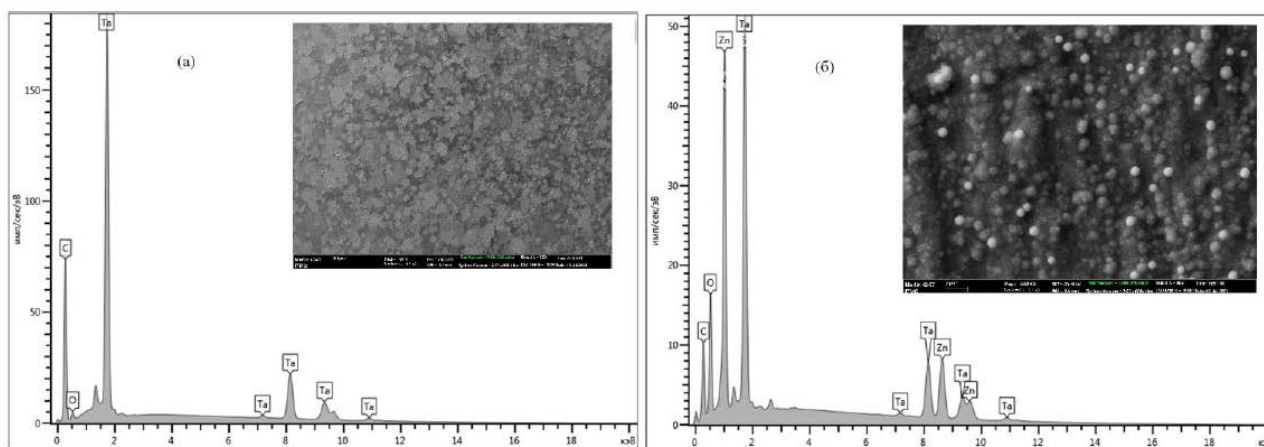


Рис. 1. Спектры элементного состава поверхности танталового электрода-коллектора с осажденным слоем атомов углерода (а) и цинка (б).

Также в лабораторных условиях на примере распыления серии необлученных образцов (пластины реакторной стали с осажденным слоем шпинелей, металлические сплавы цинка, алюминия, латуни, меди, и образцы реакторных сплавов, в частности, сплав титана ПТ-7, используемый для изготовления трубопроводов парогенератора в ЯЭУ) продемонстрирована работоспособность ионно-плазменной технологии, определены рабочие параметры технологии: давление инертного газа 0.1-1 атм., плотность тока разряда 0.01-1 А/см², напряжение на разрядном промежутке 100-1000 В, разрядный промежуток 0.1-2 мм. Ниже приведены результаты исследования распыления слоя шпинели осажденного на пластины реакторной стали и его последующего осаждения на танталовую пластину. На рисунке 2 (а, б и в), соответственно, представлены: спектр SEM X-гау микроанализа элементного состава поверхности чистого электрода-коллектора (тантал) до плазменной обработки, спектр SEM X-гау микроанализа элементного состава шпинели с поверхности образца реакторной стали до его обработки ионно-плазменной технологией, спектр SEM X-гау микроанализа элементного состава поверхности танталового анода-коллектора с атомами шпинели после обработки образца реакторной стали ионно-плазменной технологией.

Более подробно экспериментальная методика нанесения слоя шпинелей, процессов распыления и осаждения описана в нашей статье [13].

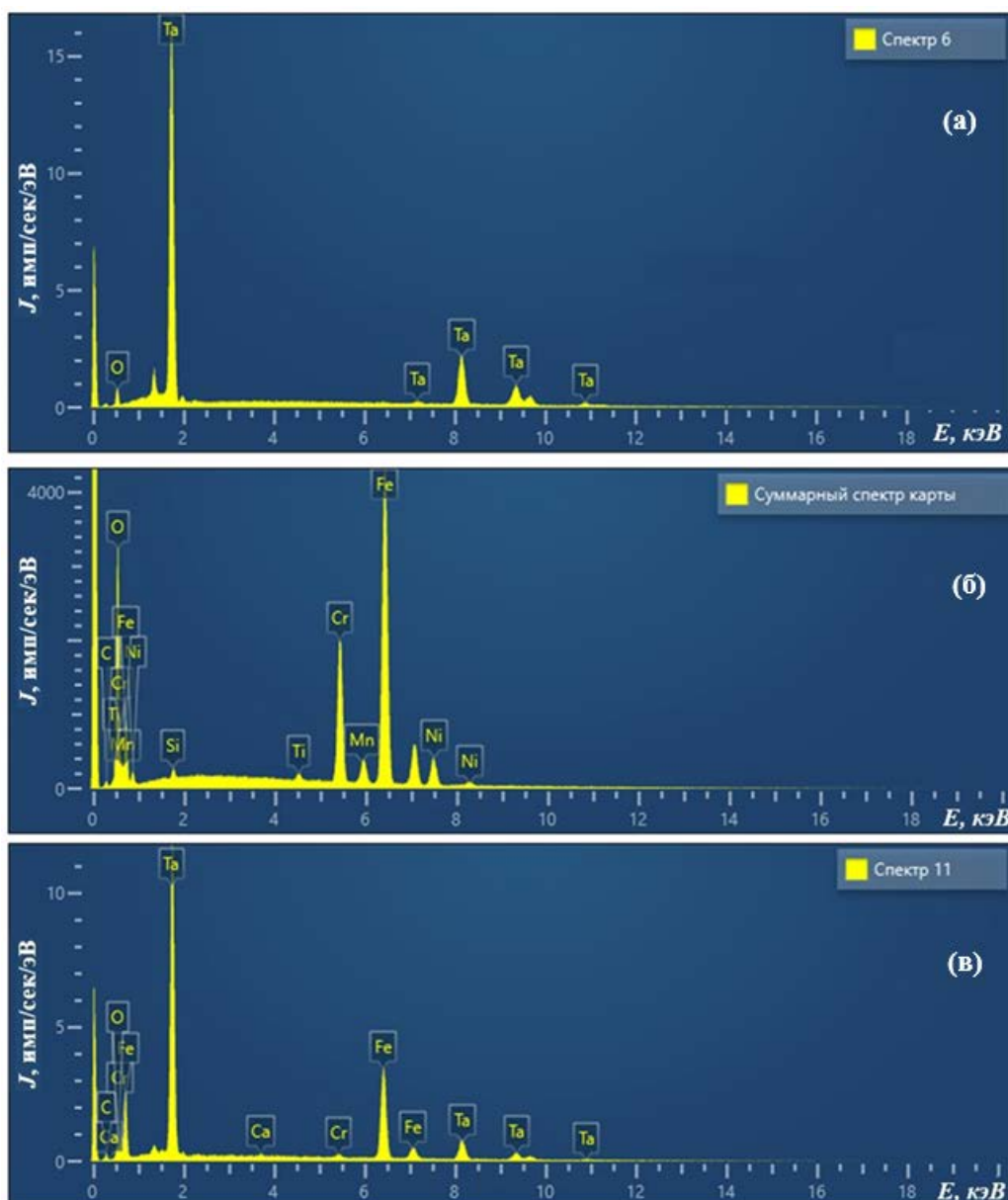


Рис. 2. Спектры элементного состава поверхности чистого танталового электрода-коллектора (а), состава поверхности слоя шпинели на катоде (б) и поверхности танталового электрода-коллектора с осажженным слоем атомов шпинели (в).

Среди преимуществ ионно-плазменной технологии дезактивации важно отметить: осаждение слоя радиоактивного отложения в форме твердого осадка, отсутствие ЖРО и проблем с их дальнейшей переработкой, управляемая степень дезактивации каждой области поверхности в зависимости от длительности разряда под дозиметрическим контролем, минимум материальных расходов (аргон и электроэнергия), удаление радиоактивных отложений любого химического состава с проводящей поверхности, мобильность технологии – возможность выполнения дезактивационных работ на месте расположения реакторной установки, возможность получения концентрата изотопа ^{14}C и его полезного использования в форме твердого осадка на металлической подложке для ядерной медицины и бета-вольтаических батарей.

По сравнению с существующими планами по выводу из эксплуатации 11 энергоблоков РБМК (разборка графитовой кладки и ее подземное захоронение без переработки после 25 лет поддержания реактора в режиме останова), по которым затраты только на зарплату остающегося персонала составят порядка 500 млрд. руб. из средств госбюджета и Госкорпорации, время работ и расходы можно сократить на порядок при использовании ионно-

плазменной технологии, а также значительно снизить за счет ее применения уровень радиоактивности извлекаемого облученного графита без нарушения целостности графитовых блоков, что оптимально для последующего их захоронения с учетом периода полураспада изотопа ^{14}C порядка 5600 лет.

Выводы

Нами разрабатывается «сухая» ионно-плазменная технология для удаления радиоактивных отложений с поверхностей внутриконтурного оборудования реакторных установок и облученного реакторного графита. Удаление поверхностных отложений осуществляется посредством ионного и термического распыления при зажигании укороченного разряда между дезактивируемой поверхностью (катодом) и электродом-коллектором (анодом), осаждение удаленного слоя радиоактивного отложения осуществляется на охлаждаемый анод.

В лабораторных условиях на примере распыления необлученных металлических сплавов и реакторного графита продемонстрирована работоспособность ионно-плазменной технологии, экспериментально определены рабочие параметры технологии: давление инертного газа 0.1-1 атм., плотность тока разряда 0.01-1 А/см², напряжение на разрядном промежутке 100-1000 В, разрядный промежуток 0.1-2 мм.

Список литературы

1. А.А. Ефимов, С.Н. Орлов, А.А. Змитродан, А.М. Алешин // Химические технологии обеспечения жизненного цикла ЯЭУ, радиохимические и материаловедческие исследования, № 3 (29), 2022, стр. 27-36.
 2. С. Н. Орлов, А. А. Змитродан, В. В. Кривобоков // Теплоэнергетика № 5, 2021, стр. 32–42.
 3. А.М. Алешин, А.А. Змитродан, В.В. Кривобоков, С.Н. Орлов // Атомная энергия, т. 132, вып.8, вып.2, 2021, стр. 88-92.
 4. Gurau D., Deju R. // Radiation Physics and Chemistry. 2015. V. 106. № 1. P. 371.
 5. Роменков А.А., Туктаров М.А., Карлина О.А., Юрченко А.Ю. // Патент на изобретение РФ № 2546981, опубликовано 10.04.2015.
 6. Cleaver J., McCrory S., Smith T.E., Dunzik-Gougar M.L. // WM Conference 2012 Phoenix Arizona USA.
 7. El-Genk M.S., Tournier J.P. // J. Nucl. Mater. 2011. V. 41. P. 193.
 8. А.С. Петровская, А.Б. Цыганов, Журнал "Физика Твердого Тела", 2023, том 65, № 12, стр. 2184-2186.
 9. А. С. Петровская, А. Ю. Кладков, С. В. Суров, Д. А. Блохин, А. Б. Цыганов, Ядерная физика и инжиниринг, 2022, том 85, стр. 1992-1997.
 10. Петровская А.С. Цыганов А.Б. «Устройство для плазменной дезактивации элементов конструкции ядерного реактора», Патент на изобретение РФ № 2771172, решение о выдаче 28.04.2022.
 11. A.S.Petrovskaya, A.B.Tsyganov, M.R.Stakhiv "Method for deactivating a structural element of a nuclear reactor" Patent RU №2711292, International patent application PCT/RU2019/000816, European patent application EP 19888171.6, US patent application 20210272715, Canada CA3105179A1, China CN112655056A.
- A.S. Petrovskaya, A.B. Tsyganov, "The ion-plasma technology for deactivation of irradiated reactor graphite and metal structures of nuclear power plants", Technical Meeting on Processing Technologies for Irradiated Graphite Waste (EVT2304219), IAEA Headquarters, Vienna, Austria, 5 – 9 August 2024.
- А. С. Петровская, А. Б. Цыганов // «Известия РАН. Серия физическая», №6, 2026. (статья прошла рецензирование и ожидается публикация в 6-ом номере 2026 года).

ПРИМЕНЕНИЕ СИСТЕМНОГО ПОДХОДА ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ ПУНКТОВ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Кузьмина Н.Д., Горбачева Н.В., Слаута Д.А., Мороз И.О., Жемжуров А.М.

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, Минский р-н, Республика Беларусь

Введение

Стратегией обращения с радиоактивными отходами [1], утвержденной постановлением Совета Министров Республики Беларусь № 128 от 15 февраля 2023 года, предусмотрено создание централизованного пункта захоронения модульного типа, предназначенного для безопасного размещения всех видов радиоактивных отходов (РАО), образуемых в Республике Беларусь. До 2030 года планируется разработка проектной документации, а также строительство и ввод в эксплуатацию первой очереди данного объекта.

Создание системы захоронения РАО – сложная научно-техническая задача, впервые решаемая в Беларуси. В соседних странах (Российская Федерация, Украина, Литва) работы по разработке технических концепций и проектных решений подобных объектов проводились на протяжении нескольких десятков лет при активном участии зарубежных компетентных организаций. До настоящего времени еще ни один пункт приповерхностного захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО), рассчитанный на номенклатуру РАО от АЭС, не функционирует, что обусловлено постоянно возрастающими требованиями к обеспечению долговременной безопасности и качественного изоляционного барьера.

Данная ситуация подчеркивает сложность задачи – необходимо не только выбрать подходящую технологию, но и обеспечить её безопасность на долгие годы, учитывая особые геологические, климатические и экологические условия страны. Именно по этой причине разрабатываемый в Республике Беларусь проект ПЗРО требует особого внимания к выбору технических решений, которые бы отвечали международным стандартам и адаптировались к конкретным условиям площадки.

В настоящей работе на основании системного подхода предложена процедура выбора оптимальных конструктивных и технических решений при размещении и проектировании планируемого к сооружению ПЗРО в Республике Беларусь. Определены критерии безопасности и экономические критерии, обеспечивающие объективный выбор наиболее приемлемого варианта технических решений. Дополнительно предложены радиологические критерии, позволяющие корректировать исходную информацию по РАО для выполнения условия защищенности подземных вод от загрязнения на конкретной площадке и обеспечивать соблюдение требований безопасности еще на стадии выбора площадки ПЗРО.

Процедура реализации системного подхода для поиска оптимального решения по конструктивным и техническим решениям ПЗРО

С учетом многообразия способов захоронения РАО, гибкости нормативной базы Республики Беларусь в вопросах выбора технологий и материалов, а также принимая во внимание масштаб возможных экологических и экономических последствий данного выбора, разработка и принятие решений по выбору приемлемого варианта ПЗРО проводится в условиях неопределенности и является сложной проблемой.

Для поиска оптимального решения по конструктивным и техническим решениям при проектировании планируемого к сооружению ПЗРО в Республике Беларусь в настоящей работе предлагается руководствоваться системным подходом, необходимость применения которого при проектировании ПЗРО указана в документах МАГАТЭ и Республики Беларусь [2, 3].

Согласно системному подходу, система захоронения РАО представляет совокупность отдельных подсистем (барьеров безопасности) и элементов, взаимосвязанных между собой и

образующих целостное единство, обеспечивающую приемлемый уровень защищенности окружающей среды от вредного радиационного воздействия РАО.

Реализация системного подхода заключается в выполнении процедуры, которая состоит из следующей последовательности шагов [4]:

- разработка матрицы возможных вариантов барьеров безопасности для планируемого к сооружению ПЗРО;

- определение критериев выбора вариантов барьеров безопасности;

- сравнительный экспертный анализ и выбор приемлемых вариантов барьеров безопасности;

- оценка безопасности планируемого к сооружению ПЗРО;

- оценка стоимости захоронения для выбранных вариантов барьеров безопасности, удовлетворяющих требованиям нормативных документов;

- выбор наиболее приемлемого варианта по результатам выполненных расчетов и оценок;

- оптимизация выбранного варианта барьеров безопасности.

При установлении требований к инженерным барьерам безопасности (ИББ) на стадии проектирования, помимо требований нормативно-технической документации, необходимо использовать данные последних достижений науки и техники в области создания ИББ и референтные решения по реализованным проектам ПЗРО. На их основе выбираются, например, буферные материалы, определяется компоновка (тип) ПЗРО, конструкция подстилающего и покрывающего экранов [5]. Важными особенностями, которые рассматриваются при выборе структуры барьеров и материалов, являются долговечность, совместимость с характеристиками вмещающей среды и другими материалами, а также доступность. Срок, в течение которого барьеры должны служить, можно интерпретировать как период активного контроля для отслеживания функции безопасности ПЗРО. Таким образом, уже на стадии выбора материалов барьеров и их использования в конструкции ПЗРО необходимо оценить возможности этих материалов на основе оценок долговечности.

В таблице 1 приведены обобщенная структура, функции и показатели долговечности защитных барьеров в приповерхностной системе захоронения низко- и среднеактивных РАО (НАО и САО).

На основании системного подхода проведены анализ, систематизация и обобщение вариантов конструктивных и технических решений, применяемых на существующих и проектируемых объектах окончательной изоляции НАО и САО. С учетом природных условий размещения таких объектов продемонстрировано многообразие технических решений по способам размещения ПЗРО на различной глубине и в различных вмещающих формациях, а также разнообразие подходов к выбору и исполнению материалов ИББ.

В частности, даже для европейских стран это многообразие проявляется в:

- использовании ПЗРО различной глубины размещения: наземные (Франция, Бельгия), полузаглубленные (Российская Федерация, Великобритания), среднеглубинные (Швеция, Чехия), глубинные (Германия, Швейцария);

- захоронении в различных вмещающих формациях (глинах, солях, кристаллических породах);

- различных подходах к выбору материалов ИББ.

В отдельных странах с целью повышения качества проекта ПЗРО и защиты ИББ от деградации реализованы технические решения, направленные на предотвращение поступления атмосферных осадков, поверхностных и подземных вод в ячейки захоронения РАО, включающие дренажные системы для отвода поверхностных вод, гидроизоляцию конструкций ячеек захоронения РАО, систему контроля наличия воды в ячейках.

Таблица 1

Обобщенная структура, функции и показатели долговечности элементов (защитных барьеров) в приповерхностной системе захоронения низко- и среднеактивных РАО

Наименование барьера	Функция в ПЗРО	Материал, срок службы	Факторы, оказывающие влияние на срок службы
Упаковка РАО и ее отдельные элементы (форма РАО, контейнер)	Сохранение целостности и работоспособности упаковки в период обращения, а также после захоронения РАО в течение установленного в проекте ПЗРО срока. Фиксация радионуклидов в матричном материале. Предотвращение проникновения воды. Замедление выхода радионуклидов из матричного материала или из первичной упаковки. Биологическая защита.	Металл: до 50 лет Железобетон: не менее 300 лет п. 4.2 ГОСТ Р 51824-2001	Выщелачивание. Коррозия (аэробная до заполнения буферным материалом; анаэробная после заполнения). Коррозия (в результате процессов выщелачивания гидроокиси кальция из тела бетона). Процессы химического взаимодействия между цементным камнем и агрессивными агентами, карбонизация бетона. Процессы накопления кристаллических новообразований в порах бетона.
Буферные материалы	Ликвидация пустот и свободных объемов в ячейках захоронения РАО. Сорбция радионуклидов, выходящих из упаковок РАО. Снижение скорости миграции РВ из РАО в ближнюю зону ПЗРО. Низкая гидравлическая проницаемость для ограничения доступа воды или (в зависимости от решений по обеспечению безопасности) высокая дренирующая способность для минимизации времени контакта воды с упаковками РАО. Создание нейтральной среды, препятствующей деградации упаковок РАО. Омоноличивание сооружения (повышение стабильности).	Бетон: до 100 лет (для выполнения функции по препятствию доступа воды к упаковкам)	Растрескивание бетона, коррозия цементного камня, карбонизация вымывание кальция.
		Глинистые материалы: Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации по обоснованию выбора и применению барьерных глинистых материалов в пунктах хранения радиоактивных отходов: РБ 042 24, утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому контролю	Химическая деструкция монтмориллонита (для бентонитовых глин), растрескивание вследствие пересыхания.

Наименование барьера		Функция в ПЗРО	Материал, срок службы	Факторы, оказывающие влияние на срок службы
Строительные конструкции ПЗРО и их отдельные части		Замедление выхода радионуклидов в естественный барьер или в покрывающий и подстилающий экраны. Биологическая защита. Защита РАО от внешних воздействий природного и техногенного происхождения.	Железобетон: несущая конструкция, до 300 лет, составляет минимум 100 лет, согласно ГОСТ 27751-2014. Надёжность строительных конструкций и оснований. Основные положения: межгосударственный стандарт	Коррозия в результате процессов выщелачивания (растворение и вынос гидроокиси кальция из тела бетона). Процессы химического взаимодействия между цементным камнем и агрессивными агентами, карбонизация бетона и др. Длительно действующие нагрузки, превышающие предел длительной прочности.
Подстилающий экран	Основание	Препятствие техногенным и природным воздействиям. Восприятие механических нагрузок от следующих барьеров: упаковки РАО, буферные материалы, строительные конструкции, покрывающий экран.	Песок: согласно ГОСТ 8736-2014. Песок для строительных работ. Технические условия: межгосударственный стандарт	Вымывание фракций водой, осыпание, кольматация.
	Гидроизолирующий слой	Предотвращение доступа воды к следующим барьерам: упаковки РАО, буферные материалы, строительные конструкции. Сорбция радионуклидов, выходящих из следующих барьеров: упаковки РАО, буферные материалы, строительные конструкции.	Глинистые материалы	Химическая деструкция монтмориллонита (для бентонитовых глин), растрескивание вследствие пересыхания.
	Сорбирующий слой	Препятствие распространению РВ в естественный барьер. Защита от проникновения животных и корней растений в ячейки захоронения РАО.	—	—
Покрывающий экран	Дренирующий слой	Предотвращение разрушения противодиффузионного слоя. Препятствие проникновению корней растений, животных и непреднамеренному доступу человека к РАО. Дренаж атмосферных осадков и поверхностных вод (ограничение поступления воды к противодиффузионному слою).	Бентомат	Разрыв вследствие неравномерного промседания нижележащих слоев.
			Геотекстиль: не менее 50 лет	Разрыв вследствие попадания воды и промерзания.
			Глинистые материалы	Химическая деструкция монтмориллонита (для бентонитовых глин), растрескивание вследствие пересыхания.
			Песок	Вымывание фракций водой, осыпание, кольматация
			Щебень	Кольматация, осыпание.

Наименование барьера		Функция в ПЗРО	Материал, срок службы	Факторы, оказывающие влияние на срок службы
	Противофилт рационный (гидроизолиру- ющий) слой	Предотвращение или ограничение доступа воды к следующим барьерам: упаковки РАО, буферные материалы, строительные конструкции. Ограничение выхода ионизирующего излучения и РВ за пределы конструкций ПЗРО.	Грунт	Эрозия, осыпание, растрескивание в засушливые периоды. Нарушение сплошности вследствие попадания воды и промерзания.
	Почвенно- растительный слой	Формирование устойчивого природного покрытия, препятствующего росту кустарников и деревьев. Защита ПЗРО от ветровой и водной эрозии.	—	—
Естественный барьер (несущие и (или) вмещающие горные породы)		Предотвращение миграции радионуклидов при деградации инженерных барьеров. Препятствие техногенным и природным воздействиям.	—	—

Критерии оценки системы захоронения РАО

Для первичного отбора конструктивных решений ПЗРО понятийно возможно применение качественных критериев оценки. В таблице 2 настоящего доклада представлено сравнение конструкций различных типов приповерхностных ПЗРО с учетом присущих данным типам достоинств и недостатков [4-6].

Таблица 2

Сравнение конструкций ПЗРО

Достоинства	Недостатки
<i>Наземный</i>	
Невысокие капитальные затраты на строительство (по сравнению с подземным ПЗРО); Менее жесткие требования к геологическим условиям площадки; Простота транспортно-технологической схемы загрузки упаковок РАО.	Влияние сезонных колебаний температур; Большие площади отчуждаемой территории; Сложная многослойная конструкция покрывающего экрана; Необходимость обслуживания покрывающего экрана; Чувствительность к внешним воздействиям (особенно на период загрузки).
<i>Полузаглубленный</i>	
Невысокие капитальные затраты на строительство (по сравнению с заглубленным ПЗРО); Менее жесткие требования к геологическим условиям площадки; Простота транспортно-технологической схемы загрузки упаковок РАО; Меньшие габариты покрывающего экрана по сравнению с наземным ПЗРО.	Те же недостатки, что и у наземного варианта, плюс: - дополнительные объемы земляных работ; - сложность организации самотечной дренажной системы из ячеек захоронения; - возможность обводнения при колебании уровня грунтовых вод (как следствие, дополнительные требования к гидрогеологии площадки).
<i>Заглубленный</i>	
Устойчивость к внешним воздействиям; Отсутствие сезонных перепадов температур; Наличие геологического барьера безопасности; Небольшие площади отчуждаемой территории (наземной части ПЗРО); Возможность размещения наиболее опасных среднеактивных РАО, содержащих долгоживущие и слабосорбируемые радионуклиды (за счет наличия геологического барьера безопасности).	Высокие капитальные затраты на строительство; Особые требования к геологическим условиям площадки; Особые требования к спуско-подъемному оборудованию для РАО.

В рамках системного подхода к принятию решений рекомендуется обосновывать выбор конкретных технических решений для каждого элемента системы по ключевым показателям её функционирования, как единого целого.

Основные критерии оценки эффективности технических решений, формирующих систему захоронения, можно разделять на две группы: *критерии безопасности* и *экономические критерии*. Таблица 3 содержит перечень этих критериев, обеспечивающих объективный выбор наиболее приемлемого варианта по результатам выполненных расчетов и оценок. Сравнение различных вариантов по этим критериям возможно выполнить, учитывая результаты оценки безопасности и сметные показатели стоимости строительства ПЗРО, приведенные в таблице 3.

При этом, учитывая приоритет безопасности над экономическими факторами и необходимость индивидуального подхода к каждому объекту захоронения РАО, целесообразно проводить поиск наиболее экономически выгодных конструкций и материалов инженерных барьеров только при наличии значимого экономического эффекта от его использования. Для этого необходимо проанализировать вклад различных ИББ в капитальные и эксплуатационные затраты, а также в функции безопасности, которые они обеспечивают.

Таблица 3

Критерии оценки системы захоронения РАО

№ п/п	Наименование критерия	Значение критерия
Критерии безопасности		
1	Удельная (объемная) активность в объектах окружающей среды, Бк/кг (Бк/м ³)	Определяется по результатам моделирования миграции радионуклидов в инженерном и естественном барьерах
2	Референтный уровень содержания отдельных радионуклидов в воде, Бк/кг	Устанавливается в документах Министерства здравоохранения РБ
3	Дозы облучения персонала, мЗв/год	Граничные значения устанавливаются в документах Министерства здравоохранения РБ
4	Дозы облучения населения, мЗв/год	Граничные значения устанавливаются в документах Министерства здравоохранения РБ
5	Скорость миграции радионуклидов через ИББ, м/год	Определяется по результатам моделирования миграции радионуклидов в ИББ
6	Защищенность водоносного горизонта от радиоактивного загрязнения	Оценивается по критериям защищенности K_1 и K_2
7	Устойчивость к внешним воздействиям	Обеспечивается учетом характеристик площадки и строительных конструкций ПЗРО и элементов отдельных барьеров
8	Скорость и масштабы деградации ИББ	Определяется по результатам моделирования процессов деградации материалов ИББ
9	Надежность системы ПЗРО	Оценивается на основе обобщения мирового опыта эксплуатации аналогичных ПЗРО
10	Референтность	Наличие объектов-аналогов
Экономические критерии		
11	Капитальные затраты на строительство ПЗРО, руб.	
12	Эксплуатационные затраты на ПЗРО, руб./год	

13	Затраты на закрытие ПЗРО, руб.
14	Затраты на мониторинг, руб./год
15	Затраты на упаковку и транспортировку РАО до ПЗРО, руб.
16	Удельная стоимость захоронения, руб./м ³
17	Удельная стоимость извлечения (при необходимости), руб./м ³

Выбор наиболее приемлемого варианта барьеров безопасности и их возможная оптимизация

Формирование оптимальных вариантов и выбор наиболее подходящих барьеров безопасности требуют экспертной оценки, численного моделирования процессов переноса радионуклидов в инженерных барьерах, геосфере и биосфере с учетом деградации барьеров, а также сравнительного анализа экономических затрат. Приоритетной задачей является поиск решений, сочетающих высокий уровень безопасности с минимальными затратами.

Выбор критериев защищенности водоносного горизонта от радиоактивного загрязнения и безопасности ПЗРО

Суммарная и удельная активность РАО определяется как системой инженерных барьеров конструкции ПЗРО, так и естественным барьером – зоной аэрации геологической вмещающей среды. Характеристики этой зоны влияют на защищенность водоносных горизонтов и зависят от выбранной площадки для захоронения отходов.

Критерий K_1 , характеризующий защищенность подземных вод, представляет собой показатель, ограничивающий суммарную и удельную активность РАО и объединяющий параметры РАО и защитного барьера, и определяется соотношением времени миграции радионуклидов в естественном барьере ко времени потенциальной опасности отходов по отношению к каждому радионуклиду из РАО [7]:

$$K_1 = T_m / T_{pd}, \quad (1)$$

где $T_{pd} = T_d / 0,693(\ln C_{i0} / C_{py})$; C_{i0} – начальная удельная активность радионуклида в РАО; T_d – период полураспада радионуклида; C_{py} – референтный уровень содержания радионуклида в питьевой воде.

Время миграции радионуклида в зоне аэрации определяется как:

$$T_m = \sum (\theta_i \cdot R_{di} \cdot h_i / U_{inf}), \quad (2)$$

где U_{inf} – скорость инфильтрации влаги в зоне аэрации; θ_i – влажность слоя грунта i -й зоны аэрации, рассчитанная по уравнению Van Genuchten; h_i – мощность i -го слоя грунта; R_{di} – фактор задержки радионуклида в i -м слое грунта: $R_{di} = (1 + K_{di} \rho_i / \theta_i)$; ρ_i – плотность грунта в слое i ; K_{di} – коэффициент межфазного распределения радионуклида в системе грунт–вода.

По величине K_1 можно судить об уровне защищенности подземных вод от радиоактивного загрязнения:

если $K_1 \geq 1$, время миграции радионуклида превышает время потенциальной опасности, и барьер успешно выполняет функцию защиты;

если $K_1 < 1$, возникает потенциальная опасность загрязнения водоносных горизонтов радионуклидами в концентрациях, превышающих допустимые уровни. В этом случае необходимо рассматривать другие характеристики геосферы или уточнять параметры РАО.

Дополнительным показателем безопасности служит критерий K_2 , который определяется отношением концентрации радионуклидов в растворенной форме к референтным уровням в питьевой воде. Этот показатель помогает оценить текущий уровень загрязнения водных источников в местах возможного водопользования и выступает как индикатор состояния защитных инженерных барьеров ПЗРО и, следовательно, всего радиационно-опасного объекта [7]:

$$K_2 = C_{wamaxj} / C_{pyj} \leq 1, \quad (3)$$

где C_{wamaxj} – максимальная по времени концентрация отдельного радионуклида j в водоносном горизонте (в рассматриваемых условиях в камере смешения загрязненного инфильтрационного потока с потоком подземных вод) или в месте водопользования.

Использование критериев K_1 и K_2 позволяет скорректировать исходные параметры РАО на этапе выбора площадки и проектирования ПЗРО, обеспечивая выполнение требований по защищенности подземных вод. Они также служат ориентиром для установления лимитирующих значений удельной активности и максимально допустимой активности РАО, разрешенной для размещения в конкретных условиях.

Следует отметить, что в задаче комплексной оценки защитных функций системы инженерных и естественных барьеров возможна частичная компенсация недостатков естественного барьера за счет усиления инженерных барьеров. Такой подход способствует ранней корректировке исходных данных по РАО и позволяет обеспечить безопасность еще на стадиях выбора площадки и проектирования системы.

Выводы по результатам применения системного подхода к выбору конструктивных и технических решений при проектировании ПЗРО в Республике Беларусь

1. По результатам анализа международного опыта проектирования и сооружения ПЗРО для РАО низкой и средней активности можно заключить, что для климатических и геологических условий Республики Беларусь наиболее приемлемым является наземный способ захоронения (без заглубления). Такая наземная конструкция ПЗРО характеризуется следующими основными конструктивными особенностями: железобетонные отсеки на бетонном основании, подстилающий экран с дренажными свойствами, система сбора и контроля протечек, покрывающий экран с защитой от атмосферных осадков, а также возможность раздельного размещения РАО разных классов. При реализации наземного способа захоронения (без заглубления) необходимо проведение дополнительных научно-конструкторских исследований и обоснований, в том числе технико-экономических расчетов, устойчивости покрывающего экрана к внешним воздействиям и прогноза его долговечности, стойкости материалов в условиях агрессивных сред.

2. Рекомендация применения наземного (без заглубления) способа окончательной изоляции РАО не исключает вариант с использованием наземного (с заглублением), т.н. полузаглубленного способа, в случае выбора площадки с приемлемым уровнем грунтовых вод, а также возможности снижения времени активного административного контроля с целью создания устойчивого к внешним воздействиям природного и техногенного происхождений покрывающего экрана и объекта в целом.

3. В случае сооружения ПЗРО на площадке, расположенной на территории Полесского радиационно-экологического заповедника, рекомендуется применить решения, компенсирующие неблагоприятные климатические условия и особенности гидрогеологии. В частности, необходимо обратить особое внимание на обеспечение барьерами надежной гидроизоляции при проектировании ПЗРО и предусмотреть меры, исключающие поступление подземных и паводковых вод и атмосферных осадков в зону захоронения (дренажные канавки, системы контроля воды в отсеках и др.).

4. При выборе референтных технологий в части материалов и конструкций ИББ необходима адаптация решений к условиям площадок размещения ПЗРО в Республике Беларусь с учетом систематизации данных передовых международных практик и использования результатов выполненных исследований по данной теме.

5. При выборе материалов буферной засыпки, подстилающего и покрывающего экранов рекомендуется использовать местные глинистые материалы с изученными свойствами, изменение которых во времени может быть прогнозируемо. Выбор местных материалов для ИББ связан с имеющимися запасами в Республике Беларусь и сравнительно невысокими затратами.

6. Рекомендуются создание и поддержание базы знаний по инженерным решениям при проектировании ПЗРО, в частности проведение исследований и систематизация ранее полученных сведений по механическим, физико-химическим, фильтрационным и миграционным свойствам вмещающих пород и сорбционной способности грунтов и материалов инженерных барьеров безопасности ПЗРО.

Заключение

Предложена процедура выбора оптимальных конструктивных и технических решений при размещении и проектировании планируемого к сооружению ПЗРО в Республике Беларусь. Определены критерии безопасности и экономические критерии, обеспечивающие объективный выбор наиболее приемлемого варианта технических решений. Дополнительно предложены радиологические критерии, позволяющие корректировать исходную информацию по РАО для выполнения условия защищенности подземных вод от загрязнения на конкретной площадке и обеспечить соблюдение требований безопасности еще на стадии выбора площадки ПЗРО.

В Республике Беларусь для выбора способа захоронения низко- и среднеактивных РАО отсутствует необходимость в разработке принципиально новых концептуальных решений, а предпочтительнее основываться на результатах анализа существующей международной практики в области обращения с РАО. Для обоснованного выбора объекта-аналога необходимо учитывать гидрогеологические и климатические характеристики площадки, на которой планируется строительство ПЗРО; принятие решения о выборе проекта осуществляется по результатам проведения оценки безопасности.

Список литературы

1. Об утверждении Стратегии обращения с радиоактивными отходами: постановление Совета Министров Респ. Беларусь, 15.02.2023, № 128. – 32 с.

2. Принципы и подходы, применяемые при проектировании пунктов захоронения радиоактивных отходов [Электронный ресурс] / Международное агентство по атомной энергии. – Вена: МАГАТЭ, 2024. – 114 с. – (Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии, № NW-T-1.27). – Режим доступа: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/p15646-PUB1908R_web.pdf. – Дата доступа: 06.04.2026.

3. Руководство по ядерной и радиационной безопасности. Оценка долговременной безопасности пунктов приповерхностного захоронения радиоактивных отходов: утв. приказом Начальника Госатомнадзора от 04.10.2022 № 55 / Госатомнадзор МЧС Республики Беларусь. – Минск, 2022. – 112 с. – Режим доступа: https://gosatomnadzor.mchs.gov.by/upload/iblock/e91/luqc3kir7n8la22xhxx4dbjt3wduedhe/1.Rukovodstvo-po-yadernoy-i-radiatsionnoy-bezopasnosti-_Otsenka-dolgovremennoy-bezopasnosti-punktov-pripoверхnostnogo-zakhoroneniya-radioaktivnykh-otkhodov_-utverzhdennoe-prikazom-Nachalnika-Gosatomnadzora-ot-04.10.2022-_55.pdf. – Дата доступа: 04.04.2026.

4. Павлов, Д. И. О системном подходе к выбору барьеров безопасности для захоронения РАО классов 3 и 4 / Д. И. Павлов, О. А. Ильина // Радиоактивные отходы. – 2020. – № 3 (12). – С. 54–65.

5. Научно-технические и проектные основы создания конструкций приповерхностных пунктов захоронения низко- и среднеактивных отходов / Д. И. Павлов, В. Т. Сорокин, А. С. Баринов [и др.] // Радиоактивные отходы. – 2021. – № 4 (17). – С. 65–77.

6. Жемжуров, М. Л. Варианты концептуальных решений для сооружений приповерхностного захоронения радиоактивных отходов Белорусской АЭС / М. Л. Жемжуров, Д. И. Павлов, А. М. Жемжуров // Радиоактивные отходы. – 2024. – № 4 (29). – С. 53–65.

7. Ранжирование конкурентных площадок по степени влияния на защищенность и безопасность водопользования при размещении пункта захоронения радиоактивных отходов Белорусской АЭС / Н.М. Ширяева [и др.]. – Минск: Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. – Сосны, 2019. – 44 с. – (Препринт / НАН Беларуси, Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. – Сосны; ОИЭЯИ - 74).

LUNG CANCERS IN MONGOLIA UNDER IAEA TECHICAL COOPERTION NATIONAL PROJECT MON6021

Uranchimeg Tsegmed¹, Yasushi Nagata², Nobuki Imano², Yuji Murakami², Daisuke Kawahara², Bilegsaikhan Batsuuri¹, Takuro Okumura², Undrakh Unenbat¹, Minjmaa Minjee

1

¹*National Cancer Center of Mongolia, ²Hiroshima University, ts.uranchimed17@gmail.com*

Abstract: Project MON6021 focuses on enhancing radiotherapy services in Mongolia by implementing advanced Stereotactic Body Radiation Therapy (SBRT) using linear accelerators. The aim of the project is to increase survival rates and quality of life of cancer patients through the introduction of advanced radiotherapy treatment methodologies for the most common cancers in Mongolia. The project was implemented through three main outputs: (1) procurement of SBRT-related equipment, (2) development of human resources, and (3) development of clinical treatment protocols and guidelines. The project successfully established the required infrastructure, built national capacity, and developed standardized SBRT protocols. SBRT services for liver and lung cancers were initiated. A total of 30 patients were treated with SBRT, including patients with primary liver cancer, metastatic liver cancer, and metastatic lung cancer. This achievement represents a significant milestone in the advancement of cancer treatment services at the National Cancer Center of Mongolia (NCCM).

Keywords: SBRT, hypofractionated radiotherapy, liver cancer, lung cancer

Background: According to estimates from the International Agency for Research on Cancer (IARC), Mongolia has one of the highest cancer burdens globally. The country ranks first in liver cancer incidence and mortality, followed by stomach cancer. It also ranks among the highest globally in overall cancer mortality [1]. In 2023, a total of 7,244 new cancer cases were diagnosed in Mongolia, with liver cancer being the most common, followed by stomach, lung, esophageal, cervical, colorectal, and breast cancers. Cancer-related mortality accounted for 4,665 deaths, of which approximately 76% were due to liver, stomach, lung, esophageal, and cervical cancers [2]. Given this burden, there is an urgent need to introduce advanced diagnostic and treatment technologies to enable early diagnosis and improve treatment outcomes while ensuring equitable access to high-quality cancer care. SBRT, an image-guided, high-precision radiotherapy technique, offers a curative or palliative option for patients with liver, lung, and other solid tumors when surgery is not feasible or declined. It enables improved local tumor control while sparing surrounding healthy tissues.

Project Objective: To increase survival rates and quality of life of cancer patients through the introduction of advanced radiotherapy treatment methodologies for the most common cancers in Mongolia

Project outputs:

Output 1: SBRT Facility and Equipment Established

Output 2: Human Resource Capacity in SBRT Strengthened

Output 3: SBRT Clinical Protocols and Guidelines Developed

Implementation: SBRT was introduced for liver and lung cancers through the MON6021, TC project of International Atomic Energy Agency (IAEA) partnership with the Mongolian government.

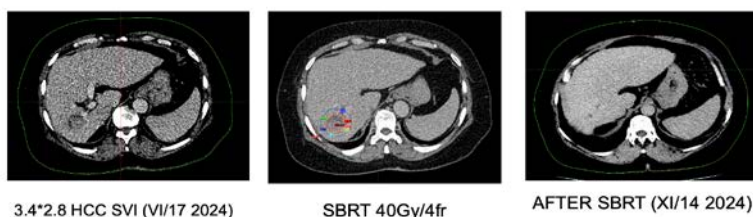
One Truebeam LINAC was purchased, and Clinac-iX LINAC was upgraded to on-board imager system for stereotactic radiation therapy. Additional required equipment was procured including a treatment planning system.

A multi-disciplinary team was trained at Hiroshima University (3 radiation oncologists, 1 medical physicist, and 2 RTTs)

In June 2024, experts from Hiroshima University came to Mongolia to collaborate for our very first SBRT at the NCCM.

Results:

- Necessary SBRT equipment was successfully procured and installed.
- A multidisciplinary clinical team was trained in SBRT planning and delivery.
- Clinical protocols were developed and reviewed by the institutional clinical committee.
- The project has been successfully completed, and SBRT for liver and lung cancers is now being implemented in Mongolia.
- To date, a total of 30 patients have received SBRT treatment.



Four-dimensional CT (4D-CT) has been introduced to support respiratory motion management, particularly for patients who are unable to perform breath-hold techniques.

Achievements: Project MON6021 has successfully established SBRT services in Mongolia, representing a major advancement in national cancer care. With upgraded infrastructure, trained multidisciplinary teams, and standardized clinical protocols, NCCM is now capable of delivering high-precision, image-guided radiotherapy.

The project demonstrates the vital role of IAEA Technical Cooperation in strengthening national health systems and ensuring sustainable access to advanced cancer treatment technologies. The first SBRT treatments in Mongolia were successfully delivered following four years of systematic capacity building. SBRT now offers an effective treatment option for liver cancer, a leading cause of cancer mortality in Mongolia, as well as for lung cancer.

The success of this initiative is attributed to close collaboration with the expert team from Hiroshima University, Japan, whose expertise and support were invaluable. We express our sincere gratitude to the IAEA for its unwavering support in introducing advanced medical linear accelerator technology, SBRT, and image-guided radiotherapy, which have transformed radiotherapy services in Mongolia.

With these advancements, we are now capable of providing world-class diagnostics and treatment locally, contributing to improved health and quality of life for the Mongolian population.

Future plans include introducing SBRT for other common cancers such as pancreatic, renal, and prostate cancers, as well as for oligometastatic disease involving the spine and adrenal glands.

Conclusions: With these advancements, we are now equipped to provide world-class treatments to our patients locally, advancing our mission to improve cancer care.

Acknowledgements: Special thank you to IAEA, Hiroshima University, Executive Office of Nuclear Energy Commission, Ministry of Health of Mongolia, for their great efforts.

References:

1. Cancer Today (GLOBOCAN 2022). Lyon, France: International Agency for Research on Cancer, WHO. Available from: <https://gco.iarc.who.int/today>
2. National Cancer Center of Mongolia. *Cancer Registry and Early Detection Surveillance Department. Cancer Report 2023*. Ulaanbaatar, Mongolia.

ВОЗМОЖНОСТИ НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА В РАННЕЙ ДИАГНОСТИКЕ ЗАБОЛЕВАНИЙ

Курбанов Б.И., Данилова Е.А.

Институт ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан, Узбекистан

Развитие многих патологий сопровождается изменением элементного гомеостаза организма. Нарушение концентрации эссенциальных и токсичных микроэлементов часто предшествует первым клиническим симптомам. Своевременное обнаружение этих сдвигов критически важно для превентивной медицины. В этих целях используют различные методы: химические, биологические, физические и др. Среди аналитических методов по своим преимуществам выгодно отличаются ядерно-физические методы исследования. Для исследования биологических образцов, в частности биосубстратов человека (кровь, волосы, ногти, кожа) в последние годы часто применяют инструментальный нейтронно-активационный анализ (ИНАА). Данный метод является одним из самых чувствительных методов определения элементного состава биосубстратов, что позволяет обнаруживать дисбаланс микроэлементов на доклинической стадии заболеваний.

Исследования проводились на базе исследовательского ядерного реактора типа ВВР-СМ Института ядерной физики (ИЯФ) АН РУз и аналитического центра лаборатории “Экологии и биотехнологий”. Образцы волос очищали от поверхностных загрязнений бидисциплирированной водой и обезжиривали ацетоном, а затем высушивали на воздухе. Пакетики с образцами размещали в специальный контейнер из чистого алюминия и облучали в потоке нейтронов в сухом канале реактора ВВР-СМ в течение 30 сек, где плотность потока составляла 2×10^{13} нейтрон/см²сек. После извлечения контейнера из облучательного канала реактора проводились измерения спектров гамма-излучения радионуклидов в образцах. Гамма-спектрометрическая система состояла из полупроводникового детектора из высокочистого германия (HPGe) с объемом кристалла 120 см³ с эффективностью регистрации гамма-излучения 20 % и энергетического разрешения 1,8 кэВ по гамма-линии 1332,5 кэВ радионуклида ⁶⁰Со. Обработка и идентификация спектра гамма-излучения проводилась в многоканальном анализаторе импульсов марки DSA-1000 с помощью пакета программы Genie-2000. По интенсивности аналитических пиков от короткоживущих радионуклидов были определены массовая доля магния(Mg), хлора(Cl), натрия(Na), калия(K) и марганца(Mn).

В заключение можно сделать вывод, что метод нейтронно-активационного анализа по своим возможностям является мощным инструментом высокоточной ранней лабораторной диагностики большинства распространенных заболеваний. С помощью данного метода по изменению баланса макро- и микроэлементов в организме человека до появления симптомов болезни можно определить их.

РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛООТВОДА ПРИ ПЛАНОВОМ РАСХОЛАЖИВАНИИ РЕАКТОРА С ОТКРЫТОЙ КРЫШКОЙ

Дойникова А. В., Третинников Д. Л., Нагула П. К.

*Государственное научное учреждение
«Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны»
Национальной академии наук Беларуси, Минский р-н, Республика Беларусь*

Аварии с длительным (до 24 ч) прекращением отвода тепла системами планового и аварийного расхолаживания при снятой крышке реактора или уплотненном реакторе входят в представительную группу сценариев запроектных аварий, развитие которых начинается без нарушения целостности границ первого контура.

В докладе представлены результаты независимой оценки последствий протекания тяжелой аварии, связанной с потерей теплоотвода в режиме планового расхолаживания реакторной установки (РУ) при разуплотненном реакторе (с открытой крышкой).

Развитие аварии рассматривалось в объеме помещений под защитной оболочкой (ЗО) энергоблоков Белорусской АЭС с РУ ВВЭР-1200/В-491.

Расчетное моделирование выполнялось с использованием кода с сосредоточенными параметрами COCOSYS. Версия COCOSYS 3.1.1, входящая в состав программного комплекса АС², официально передана в распоряжение специалистов научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны» немецкими разработчиками GRS. Расчетный код COCOSYS позволяет оценить изменения тепло- и гидродинамических параметров парогазовой среды в объеме под ЗО АЭС при развитии аварийных процессов с учетом функционирования систем безопасности.

Исходным состоянием энергоблока является режим планового расхолаживания, при котором ГЦН отключены, крышка реактора открыта, блок защитных труб демонтирован. Система отвода остаточного тепла (JNA) осуществляет отвод тепла от РУ забором среды из первого контура и возвратом ее обратно через систему аварийного впрыска низкого давления (JNG1). На момент исходного события температура на выходе из активной зоны реактора устанавливается на уровне 60–70 °С, при этом уровень теплоносителя в реакторе составляет 550 мм выше оси холодных патрубков.

В качестве исходного события принимается отказ систем планового и аварийного расхолаживания (JNA/JNG1) в результате потери электроснабжения станции в течение длительного времени.

Невыполнение функции безопасности обеспечения отвода тепла от реактора к конечному поглотителю приводит к выкипанию теплоносителя первого контура с последующим оголением и тяжелым повреждением активной зоны вплоть до ее полного расплавления и разрушения корпуса реактора при низком давлении. При этом в объем помещений под ЗО выбрасывается 787 кг водорода и 99 кг водяного пара.

Проведенная расчетная оценка показала, что пиковое значение давления среды (0,164 МПа) под ЗО не превышает установленный проектный предел 0,500 МПа. Максимальное значение температуры среды (≈ 170 °С) наблюдается в верхних расчетных объемах реакторного зала (под куполом) и превышает проектный предел 150 °С на допустимое время – не более 5 ч.

Для рассматриваемой тяжелой аварии исключена угроза нарушения целостности герметичного ограждения из-за пикового роста давления и высоких температур среды.

Функционирование системы пассивных каталитических рекомбинаторов водорода приводит к удалению более 70 % поступившего под ЗО водорода, исключает риск детонации образующейся водородсодержащей парогазовой смеси и способствует обеспечению водородной взрывобезопасности при данной тяжелой аварии.

NUCLEAR ANALYTICAL TECHNIQUES CAPABILITIES OF TESTING LABORATORIES IN MONGOLIA

- Begzsuren Davaasuren¹, Chimedbazaryn Jargal²

- ¹ Secretary of the Veterans Section of the Mongolian Nuclear Professional Association,
Ulaanbaatar, Mongolia,

- ² Head of the Veterans Section of the Mongolian Nuclear Professional Association,
Ulaanbaatar, Mongolia,

This article provides a general overview of development and capabilities of nuclear analytical techniques of testing laboratories in Mongolia.

Key words: nuclear analytical techniques, testing laboratories, monitoring.

1. Brief history of development of nuclear analytical techniques in Mongolia

Foundation of nuclear analytical techniques was laid with the establishment of the Nuclear Research Center (former name: Nuclear Analytical Laboratory) at the National University of Mongolia (NUM) in 1965. This 60 years history of development of the Nuclear Research Center is divided into 5 stages as follows [1].

The 1st stage – 1965-1976: The first neutron generator NG-200 was installed and laid the basis of basic research of nuclear reaction and start of neutron activation analysis (NAA). Also the first gamma-spectrometers with scintillation detector and Ge(Li) detector, beta-spectrometer, which were successfully used for research and development of NAA and determination of natural radioactivity. In 1975-1976, the first Energy dispersive XRF spectrometer with radioactive (²⁴¹Am, ¹⁰⁹Cd, ⁵⁵Fe) sources and Si(Li) and Ge(Li) detectors was installed and applied under the IAEA TC project.

The 2nd stage – 1977-1988: This stage can be divided into 3 parts as:

- Improvement and use of computing techniques and minicomputers for NAA;
- Application of XRF analyses for mineral resources and environmental samples using XRF spectrometers with X-ray tubes;
- Production of automated analyzer of Fluorine used for technological monitoring in fluorspar concentrator.

The 3rd stage – 1989-2000: The name was changed as the Nuclear Research Center and nuclear physics basic and applied research work was expanded. Radiochemistry laboratory was established with atomic absorption spectrometer. Development of XRF techniques was continued, e.g. determination of total rare earth elements (REE) was applied for REE ore samples. Total reflection XRF spectrometer was installed under IAEA-TC project. Using this spectrometer, heavy metals and some toxic elements were determined in environmental samples, health and food products. Research workers developed and applied methods of determination of Cu, Mo, Fe content and density of liquid samples using XRF spectrometers SPM-25 and AR-31 for technological processing monitoring of Erdenet copper-molybdenum concentrator.

One of the highlights in nuclear physics development of Mongolia was installation of the electron cycle accelerator - Microtron MT-22.

The 4th stage – 2001-2012: This stage is related to intensive application of the Microtron, development of XRF techniques and environmental research work. Neutron activation analysis using the Microtron was developed for determination of Au and accompanying elements in ore and soil samples, determination of REE, U and Th etc. analytical research work was done for determination of heavy and toxic elements in environmental and mining samples, determination of REE and U, and coal analysis using XRF techniques. Since 2006, research workers the Nuclear Research Center have focused on study of air pollution of Ulaanbaatar capital, which was key problem.

The 5th stage – 2013-2025: Intensive research work on application of nuclear analytical techniques in various branches are continued.

As geology and mining is a key branch of country's economy and geological exploration and investigation was intensively developed in 1970-80-ies, there was a need to introduce rapid, accurate and cost-effective techniques in routine analyses [3]. Therefore, the biggest testing laboratory in geology (at that time) - The Central Geological Laboratory (former name)/Geological Center for Research and Analysis SPO (current name) has started to apply nuclear analytical techniques for routine analysis first time as a testing laboratory since 1981. It started with application of analyzers of 2-3 channels with ²⁴¹Am source and own-produced neutron activation analyzer for determination of CaF₂.

In 1989-20025, the laboratory implemented IAEA-TC projects for application of modern accurate analytical instruments such as energy dispersive XRF spectrometer, gamma-spectrometer and ICP spectrometer. Also the wavelength dispersive XRF spectrometer, related sample preparation devices such as glass bead preparation furnace, pressed powder preparation apparatus, etc., were installed and applied under the JICA TC project.

In 2006-2025, the Laboratory renovated nuclear analytical techniques:

- purchased wavelength dispersive XRF spectrometers "Axios" in 2006 and "Axios-Max" in 2012, Panalytical Co., Ltd and developed quantitative method for determination of 44 elements, which is still used for routine analysis;
- installed portable and energy dispersive XRF spectrometer, gamma and alpha spectrometers supplied by the IAEA TC project;
- established radiochemical laboratory with sample preparation techniques for radioactive materials.

2. Nuclear analytical capabilities of testing laboratories

As of December 25, 2025, **219** testing laboratories registered with the accreditation body are operating in Mongolia [4].

Of these, **state-owned laboratories** that use nuclear analytical techniques are listed below:

- Nuclear Research Center of the National University of Mongolia
- Geological Center for Research and Analysis
- Radiation Control Laboratory of the National Food Safety Reference Laboratory
- State Central Veterinary Laboratory
- Customs Central Laboratory
- Chemical Laboratory of the Erdenet Mining Corporation SOE.

The nuclear analytical techniques of above-mentioned laboratories are listed below.

No.	LABORATORY NAME	ANALYTICAL TECHNIQUES	TESTING OBJECTS	ANALYTES
1	State Central Veterinary Laboratory [5]	Gamma-spectrometer, Scintillation spectrometer Inspector-1000	- Export and import of animal-derived food products, raw materials, and by-products, supplemental nutrition - All types of food raw materials, animal organs, biological fluids, soil, water, and plant samples	Radioactivity, heavy metals Natural and болон artificial radioactive isotopes

2	Customs Central Laboratory [6]	XRF	Chemical reagents, mineral resources and alloys	44 elements
3	Chemical Laboratory of the Erdenet Mining Corporation SOE [7]	XRF	Control on concentrator's processing stages, final product - copper- molybdenum concentrate	Cu, Mo, etc.,

4. Nuclear Research Center of the national university of Mongolia [2]

SUB- LABORATOR Y	ANALYTICAL TECHNIQUES	TESTING OBJECTS	ANALY TES
1. Minato- cluster server laboratory	Research work on physics calculation of reactors, design of energy and research reactors, safety calculation of reactors etc.,		
2. Environmental analysis laboratory	- Energy dispersive XRF spectrometer - Relevant sample preparation instruments	Environmental, geological, biological, archeological and plant samples, mining and food products	Quantitati ve and qualitative determination within Na-U
3. Gamma spectrometry laboratory	- Gamma spectrometer with HPGe detector – 2 set - Analyzers with 4696 and 16383 channels – 2 set	Rocks, ores, mining concentrates, soil, coal, ash, building materials, food products	Natural and болох artificial radioactive isotopes
4. Training and research laboratory	- Gamma spectrometer - Becquerel monitor - Neutron counter - Geiger-Muller counter - Radon detector - NaI scintillation detector	For training and research purpose	
5. Radiochemistry laboratory	- NaI scintillation detector - Liquid chromatograph - Thin layer chromatograph - UV-Vis spectrophotometer		

5. Radiation Control Laboratory of the National Food Safety Reference Laboratory [8]

SUB-LABORATORY	ANALYTICAL TYPE	ANALYTICAL TECHNIQUES	TESTING OBJECTS
1. Professional exposure laboratory	Personal dose control for occupational exposure	TLD-100 model dosimeter	exposed workers at the workplaces of enterprises operating in Mongolia using nuclear materials, radiation generators, and radiation generators
	Quality control measurement analysis	dedicated instruments in accordance with approved standard methods	Quality control and verification measurements of all types of X-ray diagnostic equipment, including all types of X-ray machines, tomography, mammography, vision and angiography machines
	Workplace radiation measurement	Radiation monitors	organizations using X-ray diagnostic equipment
2. Public exposure laboratory	Food radiation analysis	Gamma-spectrometry	domestically produced and imported consumer food products
	External environment, Mining, and construction materials analysis	Gamma-spectrometry	Soil, rock, surface and groundwater, mineral, geological, and mining samples, thermal power plant waste ash and raw materials for construction materials
	Total alpha beta determination analysis	Gross alpha and beta counters	all types of environmental, air, and water samples
	Radon accumulation determination test	Electronic radon detector	air, water, and soil
	Mobile radiation measurement and analysis	Certified portable equipment	specific environment and facility

6. Geological Center for Research and Analysis SPO [9]

NUCLEAR ANALYTICAL TECHNIQUES	TESTING OBJECTS	ANALYTES
Wavelength dispersive XRF spectrometers	Rocks, ores, soil, ash,	Major and minor 44 elements
Energy dispersive XRF spectrometer	Rocks, ores, soil, ash,	Major and minor 32 elements
Gamma spectrometer with HPGe detector	Mineral resources, uranium and thorium ores, environmental samples	Natural and artificial radioactive isotopes
Alpha spectrometer	Geological and environmental samples	Natural and artificial radioactive isotopes
Radon meter	Water and air	Radon
Portable X-ray spectrometer	Geological and environmental samples	Na-U
Radiation meter	Environment and facility	

3. Key issues and problems

Nowadays, Most of the uranium mining and milling sites in Mongolia are in operation, mainly in the Dornogovi and Dundgovi provinces. According to the provisions of the regulation on “*Management rules of radioactive wastes formed from ore exploitation and processing*” (Annex to Resolution No. 14 of 04.11.2015), the site operator must develop as early as practicable and implement a monitoring and surveillance programme, subject to the approval of the regulatory body, at all stages during the lifetime of the facilities.

Regarding the monitoring of uranium sites in activities, the laboratory concept system should be based on the state laboratories that are used directly for regulatory and inspection activities under regulatory authorities:

- Geological Center for Research and Analysis SPO
- Radiation Control Laboratory of the National Food Safety Reference Laboratory.

The key issues and problems regarding the above-mentioned laboratories are:

1) *Radiochemical or nuclear analytical capabilities regarding the monitoring of uranium sites and mines are not satisfactory. Especially, these laboratories are not ready yet or lack of capacities for analyzing uranium mining product “yellow cake”, although they are in preparation stage.*

2) *Therefore, it is necessary to urgently support above mentioned laboratories for developing fully equipped radiochemistry laboratory for uranium mining products and wastes that is necessary for the state monitoring and surveillance.*

REFERENCES

1. Bolortuya D., Zuzaan P. “60th Anniversary of the Nuclear Research Center: Applied nuclear research and production applied work”, p. 97-116, Nuclear Research Center in 60 years, Ulaanbaatar, Soyombo Printing LLC, 2025.
2. “Technical resources”, p. 53-59, Nuclear Research Center in 60 years, Ulaanbaatar, Soyombo Printing LLC, 2025.
3. Treasure analysts – History of 50 years (1957-2007), For the 50th Anniversary of the Central Geological Laboratory, p. 159-162, Ulaanbaatar, Munkhiin useg LLC, 2007.

4. <https://www.mnas.gov.mn/>, webpage of the National Accreditation Body.
5. <http://www.scvl.gov.mn/>, webpage of the State Central Veterinary Laboratory.
6. <https://legalinfo.mn/mn/detail?lawId=16530342127441>, Tests fee of the Customs Central Laboratory.
7. <https://www.erdenetmc.mn/>, webpage of the Erdenet Mining Corporation SOE
8. <https://nrl.gov.mn/>, webpage of the National Food Safety Reference Laboratory.
9. <https://gcra.gov.mn/>, webpage of the Geological Center for Research and Analysis SPO.

ИСТОЧНИКИ И ПУТИ ПОСТУПЛЕНИЯ ТРИТИЯ В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

Д.В. Лукьянова

*Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси,
Минский р-н, Республика Беларусь
lukjnova.d@sosny.bas-net.by*

Введение

Тритий (^3H) представляет собой бета-излучатель с периодом полураспада $12,32 \pm 0,02$ года, поступающий в окружающую среду как из природных, так из искусственных источников. Глобальные запасы естественного трития в биосфере стационарны и оцениваются в пределах $(1,0-2,6) \cdot 10^{18}$ Бк. В то же время суммарная активность изотопа антропогенного происхождения достигает порядка 1020 Бк. Этот объем сформировался преимущественно в период активных ядерных испытаний (1945–1975 гг.), а также в процессе плановой и нештатной деятельности объектов ядерно-топливного цикла.

Искусственный тритий выступает в роли индикатора, позволяющего отслеживать миграцию данного радионуклида в экосистемах. Изучение этого процесса приобретает особую значимость на фоне современного прогресса в области управляемого термоядерного синтеза. Поскольку будущие термоядерные реакторы будут использовать ^3H в качестве базового компонента топлива, они создают потенциальные риски для биосферы. Это требует разработки надежных технологий и инфраструктуры для оценки, обоснования и обеспечения их экологической безопасности.

Физико-химические свойства трития

Систематическая номенклатура изотопов водорода теоретически обоснована Х. Ури, Дж. Мерфи и Ф. Брикведде в 1933 году, еще до непосредственного обнаружения сверхтяжелого гомолога. Экспериментальное подтверждение существования трития получено месяц спустя М. Олифантом, П. Хартеком и Э. Резерфордом в ходе ядерной реакции бомбардировки дейтериевой мишени ускоренными дейтронами, однако выделить изотоп в чистом виде на данном этапе не удалось. Задачу по идентификации, выделению и верификации радиоактивных свойств трития впоследствии успешно реализовали Л. Альварес и Р. Корног [1].

Тритий (^3H или T) представляет собой радиоактивный изотоп водорода с атомным номером $Z=1$ и массовым числом $A=3$. К основным прецизионным физическим константам нуклида относятся:

- атомная масса: $3,0160492777(25)$ а.е.м.;
- дефект массы: $14,9498060(23)$ МэВ;
- удельная энергия связи: $2,827266(1)$ МэВ/нуклон.

С точки зрения химического поведения, за исключением выраженного изотопного эффекта, обусловленного молекулярным весом, тритий идентичен легкому водороду. В присутствии кислорода газообразный изотоп претерпевает реакцию окисления с образованием тритиевой воды (HTO , T_2O). Также для него характерна высокая кинетическая способность к изотопному обмену с атомами протия в составе органических комплексов.

Тритий относится к категории чистых низкоэнергетических β -излучателей. Схема радиоактивного превращения описывается уравнением: $^1_1\text{H} \rightarrow ^2_2\text{He} + e^- + \bar{\nu}_e$. Энергетический баланс распада: полный энергетический выход реакции составляет 18,591 кэВ. При этом средняя кинетическая энергия генерируемых электронов (β -частиц) равна 5,7 кэВ, а оставшаяся доля энергии уносится электронным антинейтрино ($\bar{\nu}_e$).

На основе как минимум 23 независимых экспериментальных определений, выполненных в период с 1936 по 2000 год, современное консенсусное значение периода полураспада трития зафиксировано на уровне $12,32 \pm 0,02$ года. Столь высокая скорость распада обуславливает невозможность долговременного хранения изотопа без постоянного восполнения, поскольку

его исходное количество экспоненциально снижается со скоростью около 5,6 % в год. В качестве примера макроскопических масштабов этого процесса приводятся исторические данные конца XX века: для компенсации естественной убыли и поддержания ядерного потенциала США требовалось ежегодное производство порядка 2 кг трития (при общемировой военно-промышленной потребности около 7 кг/год) [2].

Газообразный тритий обладает высокой диффузионной способностью по отношению к полимерным материалам и иным барьерам. Вследствие того, что атомная масса трития приблизительно втрое превышает атомную массу протия (^1H), оксид трития (T_2O) и сверхтяжелая вода (НТО) характеризуются более высокой плотностью и повышенной температурой кипения по сравнению с протиевой водой (H_2O). Кинетический изотопный эффект обуславливает снижение скоростей диффузии и химического взаимодействия соединений трития относительно водородных аналогов.

При анализе распределения трития в растительных клетках, экспонированных в атмосфере с парами тритийсодержащей воды, а также при изучении межфазного изотопного равновесия в системе «вода – углеводы», установлено накопление изотопа в органическом веществе клеток; при этом константа равновесия составляет $\sim 1,5$ [3].

Максимальная энергия электронов, испускаемых при бета-распаде трития, составляет 18,6 кэВ, что ограничивает их максимальный пробег в воздушной среде величиной 5 мм, а в водной (эквивалентной биологическим тканям) – 6 мкм [4]. Ввиду малого пробега данные бета-частицы неспособны преодолеть роговой слой кожного покрова человека и достигнуть критических клеток-мишеней (базального слоя эпидермиса толщиной 20–100 мкм и дермы толщиной 1–3 мм), повреждение которых индуцирует канцерогенез или иные патологии кожи. Поток электронов эффективно экранируется базовыми средствами индивидуальной защиты, включая текстильную одежду и медицинские перчатки из эластомеров.

Естественный тритий

Присутствующий в биосфере тритий имеет как естественный (космогенный), так и техногенный генезис. Естественная генерация изотопа обусловлена ядерными реакциями в свободной атмосфере и литосфере, тогда как антропогенное поступление связано с испытаниями ядерного и термоядерного оружия, эксплуатацией энергетических ядерных реакторов и перспективных установок управляемого термоядерного синтеза (УТС), а также со специализированным производством данного радионуклида.

Основной объем природного трития синтезируется в стратосфере и верхних слоях тропосферы в результате взаимодействия протонного и нейтронного компонентов высокоэнергетического космического излучения с ядрами стабильных атмосферных газов (азота, кислорода и аргона). Дополнительный приток изотопа в околоземное пространство обеспечивается за счет его прямой инжекции из космического излучения и солнечного ветра.

В микроколичествах (на уровне следовых концентраций) тритий образуется в гидросфере и литосфере в результате радиационного захвата нейтронов ядрами лития (^6Li). Источником тепловых нейтронов в данном случае выступает спонтанное деление урана, а также нейтронная активация дейтерия и вторичные ядерные реакции под действием космогенных нуклонов.

Скорость генерации трития в твердой и жидкой оболочках Земли составляет: в литосфере: 10^{-3} атом/($\text{см}^2 \cdot \text{с}$); в гидросфере: 10^{-6} атом/($\text{см}^2 \cdot \text{с}$). Тем не менее доминирующим механизмом формирования естественного фона трития остается его стратосферный синтез, индуцированный компонентами космической радиации.

Суммарная скорость планетарной генерации космогенного трития оценивается в диапазоне $(0,5\text{--}1,5) \cdot 10^{17}$ Бк/год или $0,1\text{--}1,3$ атом/($\text{см}^2 \cdot \text{с}$) [5]. В результате процессов окисления и изотопного обмена атмосферный тритий конвертируется в молекулы сверхтяжелой воды (НТО), вовлекаясь в глобальный гидрологический цикл и выпадая на земную поверхность в составе атмосферных осадков. В круговорот воды включается порядка 99 % общего объема космогенного трития.

С учетом радиоактивного распада равновесный глобальный резервуар природного трития оценивается величиной от $1,0 \cdot 10^{18}$ до $2,6 \cdot 10^{18}$ Бк. При удельной активности $3,57 \cdot 10^{14}$ Бк/г это эквивалентно массе 2,8–7,3 кг. Из данного стационарного пула более 99 % изотопа депонировано в Мировом океане (преимущественно в форме НТО), тогда как на долю атмосферной и подземной гидросфер приходится менее 1 % [6].

Антропогенный тритий

Атмосферные испытания ядерного и термоядерного оружия в период с 1945 по 1975 год привели к инъекции в биосферу $(1,7\text{--}3,0) \cdot 10^{20}$ Бк трития, что в 100–300 раз превышало естественный равновесный уровень. Экстремумы техногенного выброса зафиксированы в периоды 1954–1958 гг. и 1961–1962 гг. После 1964 года вклад ядерных взрывов в совокупную эмиссию снизился до уровня менее 5 %. Данные испытания обусловили резкое возрастание концентрации трития в жидких атмосферных осадках. В частности, в начале 1960-х годов в северном полушарии регистрировалось кратковременное 1000-кратное превышение фоновых значений, а средняя концентрация трития в дождевой воде возросла в 10–100 раз. Начиная с 1963 года происходило планомерное снижение пиковых содержаний радионуклида в осадках до уровней, близких к естественным в зимний период и превышающих фоновые значения не более чем в 2 раза в летний период.

К настоящему времени большая часть антропогенного («бомбового») трития претерпела радиоактивный распад. Остаточное количество изотопа в окружающей среде оценивается в $\sim 1,0 \cdot 10^{19}$ Бк (что превышает естественный фон в 5–10 раз); данный пул сосредоточен преимущественно в океанических водах в низких концентрациях. Подземные ядерные испытания оказали незначительное влияние на загрязнение атмосферы, поскольку основная масса образующегося трития в форме НТО мигрировала непосредственно в водоносные горизонты.

На атомных электростанциях (АЭС) суммарный объем наработки трития составляет около 4 кг/год без последующего извлечения из технологических сред. Синтез трития за счет нейтронной активации ядер-мишеней (^2H , ^3He , ^6Li и ^{10}B) протекает в тех зонах ядерных реакторов, которые характеризуются высокой плотностью нейтронного потока и достаточной концентрацией указанных изотопных примесей.

Поступление трития из тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) во внешний контур и окружающую среду происходит посредством диффузии через конструкционные материалы в первичный и вторичный теплоносители, в том числе вследствие дефектообразования в оболочках ТВЭЛ. Этому также способствует низкая эффективность существующих промышленных технологий улавливания трития, применяемых для очистки жидких и газоаэрозольных технологических сбросов.

Объем эмиссии трития существенно зависит от конструктивных особенностей системы охлаждения и типа реактора. По увеличению интенсивности генерации и выброса трития ядерные реакторы ранжируются следующим образом:

1. высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (HTGR);
2. легководные реакторы (LWR);
3. жидкометаллические реакторы на быстрых нейтронах (LMFBR);
4. реакторы на расплавах солей (MSBR);
5. тяжеловодные ядерные реакторы (HWR).

Совокупный объем поступления трития в окружающую среду при номинальном режиме эксплуатации объектов АЭС и предприятий по регенерации топлива составляет $9,05 \cdot 10^{16}$ Бк/год, где доля реакторных балансов составляет 30 %, а заводов по переработке ОЯТ – 70 %. Данная величина сопоставима со скоростью его ежегодного космогенного синтеза и на 1–2 порядка ниже стационарного содержания природного трития в биосфере.

Вклад естественных и техногенных источников в интегральную активность атмосферного трития за полувековой период проанализирован в работе [7], где показано, что доминирующим фактором накопления трития являлись атмосферные испытания ядерного оружия.

Прогнозируется, что к 2040–2050 гг. остаточная активность «бомбового» трития в атмосфере за счет радиоактивного распада снизится до уровня естественного фона. Тем не менее, согласно прогностическим оценкам, учитывающим усредненные модели долгосрочного развития атомной энергетики, глобальный резервуар трития антропогенного происхождения может увеличиться в 6 раз.

Ввиду ограниченности естественных запасов трития, его промышленное получение для практических нужд осуществляется посредством нейтронной активации литийсодержащих материалов (металлического лития, его сплавов или солей) в специализированных ядерных реакторах. Фундаментальной основой данного процесса, аналогично реакторным технологиям атомной энергетики, является реакция радиационного захвата нейтронов ядрами изотопа ${}^6\text{Li}$.

В гражданском секторе и коммерческой сфере тритий находит ограниченное применение. Он используется в медицинской диагностике, при синтезе радиофармацевтических препаратов, в производстве составов постоянного действия (тритиевой радиолюминесцентной подсветки элементов приборов, шкал манометров, циферблатов наручных часов), а также в автономных системах световой маркировки (включая огни взлетно-посадочных полос в аэропортах). Тем не менее коммерческий сегмент потребляет незначительную долю от общего объема нарабатываемого изотопа.

Исторически, начиная с 1950-х годов, ключевым направлением крупномасштабного производства трития является оборонный комплекс, где изотоп применяется в качестве компонента газового бустинга (повышения давления) для интенсификации цепной реакции в ядерных боеприпасах и при создании термоядерного оружия.

Поступление трития в биосферу

Оценка масштабов поступления трития в биосферу от объектов его промышленной генерации может быть проведена на примере функционирования специализированных комплексов. Среднегодовой объем атмосферного выброса предприятия Саванна-Ривер в США составляет $4,1 \cdot 10^{16}$ Бк, при этом изотопный состав представлен тритированным водородом (НТ ~ 20 %) и сверхтяжелой водой (НТО ~ 80 %) [8]. Величина сопутствующего жидкого сброса трития не превышает 10 % от объема его аэрозольной эмиссии. Таким образом, по порядку величины интенсивность поступления трития от одного специализированного производственного объекта сопоставима с суммарными нормативными выбросами всего парка АЭС и радиохимических заводов по переработке отработанного ядерного топлива.

По данным отчетности в Российской Федерации, объемная активность трития в объектах окружающей среды удерживается на стабильно низком уровне. В атмосферных осадках среднее значение зафиксировано на отметке 1,34 Бк/л, а в речных системах – 1,5 Бк/л [9].

Дополнительным источником поступления радионуклида в окружающую среду могут служить радиационные инциденты и аварии. В частности, подобные события фиксировались в США в период 1970–1984 гг. на базе Ливерморской национальной лаборатории им. Э. Лоуренса и на промышленном комплексе Саванна-Ривер. Объемы аварийных выбросов трития в ходе данных инцидентов локализовались в диапазоне $(0,28\text{--}18) \cdot 10^{15}$ Бк. Данные показатели на 1–2 порядка ниже суммарной годовой активности изотопа, поступающей в биосферу при нормальной эксплуатации предприятий ядерно-топливного цикла, что указывает на локальный характер радиационного воздействия указанных происшествий.

Заключение

Таким образом, с учетом относительно малого периода полураспада трития, его высокой миграционной способности, полиморфизма физико-химических форм, выраженного сродства к органическим молекулам и активной интеграции в биогеохимические циклы, современные теоретические представления о закономерностях поведения данного радионуклида в окружающей среде характеризуются неопределенностью. Приоритетными и нерешенными остаются следующие научно-практические задачи:

– уточнение параметров экологического нормирования: для детерминации допустимых уровней техногенного поступления трития в биосферу необходимо проведение комплексных

исследований по верификации количественных характеристик его миграции в гидрологическом цикле и путях органического вещества экосистем;

– унификация и сопоставление по порядку величины предельно допустимых уровней содержания трития в объектах окружающей среды, применяемых в современной международной практике нормативного контроля;

– сбор систематических экспериментальных данных о многолетней динамике накопления трития репрезентативными референтными группами (включая растительные ассоциации естественных фитоценозов и агроэкосистем, а также референтные виды животных) с параллельной организацией межлабораторных сличительных испытаний.

Список литературы

1. Alvarez L.W., Cornog R. Helium and hydrogen of mass 3 // *Physical Review*. – 1939. – Vol. 56, № 6. – P. 613.
2. Zerriffi H. Tritium: The environmental, health, bud getary, and strategic effects of the Department of Energy's decision to produce tritium. Takoma Park: IEER, 1996. – 15 p.
3. Мариянац А.О., Шестаков И.А., Горшкова О.С. и др. Термодинамические изотопные эффекты трития в молекулах углеводов // *Вопросы радиац. безопасности*. – 2017. – № 1. – С. 80–87.
4. Okada S., Momoshima N. Overview of tritium: characteristics, sources and problems // *Health Physics*. – 1993. – Vol. 65, № 6. – P. 595–609.
5. Sources, effects and risks of ionizing radiation: report 2016. NY: UNSCEAR, 2017. – 512 p.
6. Kaufman S., Libby W.F. The natural distribution of tritium // *Physical Review*. – 1954. Vol. 93, № 6. – P. 1337–1344.
7. Десятов Д.Д., Екидин А.А. Оценка поступления трития в окружающую среду от выбросов АЭС // *Биосферная совместимость: человек, регион, технологии*. – 2018. – № 1. – С. 88–96.
8. Murphy C.E. Jr., Pendergast M.M. Environmental transport and cycling of tritium in the vicinity of atmospheric releases. – Vienna: IAEA, 1979.
9. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2020 году / Под ред. Шершакова В.М., Булгакова В.Г., Крышева И.И. и др. – Обнинск: Росгидромет, НПО «Тайфун», 2021. – 330 с.

ПОДХОДЫ К ОПРЕДЕЛЕНИЮ ТРИТИЯ В ЖИДКИХ И ОТВЕРЖДЕННЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДАХ

Плоце С.В., Маковская Н.А., Леонтьева Т.Г.

*Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси,
Минский р-н, Республика Беларусь
ploce.s@sosny.bas-net.by*

Введение

В последние годы вопросам экологической безопасности предприятий ядерной отрасли уделяется повышенное внимание. Одним из важнейших аспектов работы предприятий ядерно-топливного цикла является обращение с образующимися в результате их деятельности радиоактивными отходами (РАО). Некоторые отходы (например, тритиевая вода) высокой активности могут подвергаться концентрированию и повторному использованию. То, что не может быть повторно использовано, необходимо кондиционировать для постоянного хранения. Но данный подход малоэффективен, так как тритий способен диффундировать через стенки контейнеров [1].

Жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) в зависимости от источника образования имеют различный химический и радионуклидный состав. Радионуклиды в составе ЖРО можно разделить на следующие основные группы: естественные радионуклиды, компоненты отработавшего ядерного топлива, продукты нейтронной активации теплоносителей и конструкционных материалов. Естественные радионуклиды в составе ЖРО представлены α -излучающими радионуклидами урана (^{235}U , ^{238}U), тория (^{232}Th) и продуктами их радиоактивного распада (^{230}Th , ^{234}Th , ^{224}Ra , ^{226}Ra , ^{210}Po , ^{228}Ac и др.). К естественным относится также β -излучающий радионуклид ^{40}K . Компоненты отработавшего ядерного топлива представлены в ЖРО продуктами деления урана и других делящихся материалов и трансурановыми элементами (ТУЭ). К основным продуктам деления относятся: ^{90}Sr , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{99}Tc , ^{106}Ru , ^{125}Sb , ^{131}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{152}Eu , ^{154}Eu и др. ТУЭ в составе ЖРО представлены радионуклидами: ^{237}Np , ^{239}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm . Продукты нейтронной активации теплоносителей и конструкционных материалов в ЖРО в основном представлены следующими радионуклидами: ^3H , ^{24}Na , ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{65}Zn [2].

Химический состав ЖРО определяется следующими основными показателями [2]:

1. Общее солесодержание.
2. Концентрация неорганических катионов и анионов.
3. Концентрация водородных ионов (рН).
4. Окисляемость.
5. Концентрация органических веществ.
6. Концентрация взвешенных веществ.

В различных источниках [3–5] рассмотрены имитаторы РАО, которые использовались при проведении экспериментов. Например, в работах [3, 4] имитатор высокоактивных отходов (ВАО) имел солесодержание 530 г/л и состав, отвечающий усредненному составу отходов ПО «Маяк»: NaOH – 196,8 г/л; NaNO_3 – 209,1 г/л; NaNO_2 – 108,1 г/л; NaHCO_3 – 17,64 г/л; $\text{K}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$ – 10,82 г/л; KCl – 1,47 г/л; $\text{Zn}(\text{NO}_3)_2$ – 0,02 г/л; $\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$ – 0,07 г/л; CsCl – 0,05 г/л; SrCl_2 – 0,5 г/л. Реальные ЖРО имеют следующий состав: Cl^- – 9,2 г/л; NO_3^- – 71,1 г/л; ClO_4^- – 4,3 г/л; Na^+ – 187,2 г/л. В работе [5] имитаторы РАО включают: NaNO_3 – 108 г/л, Na_2SO_4 – 217 г/л, NH_4NO_3 – 250 г/л, общее содержание солей 589 г/л и рН = 5,6.

В составе ЖРО часто встречаются органические вещества различной природы: органические комплексообразующие и поверхностно-активные вещества, нерастворимые органические вещества (нефтяные масла, растворители, экстрагенты и др.). Для удаления органических веществ из растворов могут быть использованы различные физико-химические

методы их извлечения и концентрирования, а также методы, основанные на полном разложении или окислении органических веществ (деструктивные методы).

Одной из проблем при обращении с радиоактивными отходами в настоящее время является очистка тритийсодержащих РАО.

Основная часть

Физические свойства трития (^3H) аналогичны свойствам стабильного протия (^1H) и стабильного дейтерия (^2H , или D). Элементарный тритий обладает высоким коэффициентом диффузии. Он легко диффундирует через пористые вещества, такие как резина, а также способен проникать сквозь металл. Будучи изотопом водорода, тритий также обладает высокой реакционной способностью и, в зависимости от преобладающих физических и химических условий, может участвовать во многих химических реакциях. В окружающей среде доминирующей формой трития является тритиевая вода в виде НТО [6].

К характерной особенности трития относится способность его вступать в реакции изотопного обмена. В отличие от обычных химических реакций при замене одного изотопа другим (протия или дейтерия тритием) строение молекулы практически не меняется. Реакции изотопного обмена ($\text{T}_2 + \text{H}_2 \leftrightarrow 2\text{HT}$) протекают вследствие энерговыведения при радиоактивном распаде трития. При этом, чем выше концентрация трития, тем быстрее реализуется обмен изотопов водорода. Это свойство широко используется для получения меченых органических соединений.

Другой важной реакцией изотопного обмена является водо-водородный обмен, в котором равновесие способствует переходу тяжелых изотопов в водную фазу ($\text{HT} + \text{H}_2\text{O} \leftrightarrow \text{HTO} + \text{H}_2$). Приведенные данные очень важны при оценке поведения трития в производственных условиях [7].

При работе АЭС тритий образуется в реакторах при делении ^{235}U и в результате (n, γ)-, (n, α)-, (n, p)- и (n, T)-реакций на ядрах элементов конструкционных и других материалов активной зоны, а также в стержнях регулирования. Часть реакций образования трития протекает в реакторной воде (в воде первого контура АЭС с ВВЭР, в воде и пароводяной смеси контура многократной принудительной циркуляции АЭС с РБМК), часть – в твэлах и стержнях регулирования. Наибольшее поступление трития в окружающую среду с жидкими радиоактивными отходами происходит у реакторов типа ВВЭР и PWR и составляет 0,9 и 1,4 Ки/МВт (эл.)/год, в меньшей степени поступление трития происходит от реакторов типа BWR и РБМК – 0,1 и 0,04 Ки/МВт (эл.)/год соответственно [8].

В настоящий момент существует множество способов определения трития в потоках радиоактивных отходов (РАО): метод радионуклидного вектора, метод разрушающего контроля и др. Расчетные методы предполагают определение активности радионуклидов на основе математического моделирования процессов образования и распространения радионуклидов в цепочках технологических процессов до образования конкретных РАО. Для расчета наведенной активности активированных материалов применяют специализированные программные средства моделирования переноса нейтронов в веществе и их взаимодействие с материалами активной зоны [9].

Активность ^3H в жидких сбросах многократно превосходит по абсолютному значению активность всех остальных нуклидов, а в газообразных выбросах уступает только активности радиоактивных благородных газов, которые в отличие от трития химически инертны. Для измерения трития в пробах РАО основным методом является жидкостная сцинтилляция. Данный метод подразумевает предварительную пробоподготовку, т.е. выделение трития и перевод в жидкую фазу (если проба твердая), выбор подходящей сцинтилляционной жидкости и обеспечение гомогенности пробы и такого ее химического состава, который не приводит к деградации сцинтилляционной жидкости и хемилюминесценции [10].

Для измерения трития используются различные жидкостно-сцинтилляционные спектрометры, основными из которых являются Tri-Carb (PerkinElmer, Inc., США) и Quantulus (PerkinElmer Life Sciences/Wallac Oy, Финляндия). Радиометр альфа-бета-излучения

спектрометрический Quantulus-1220 представляет собой стационарный высокочувствительный низкофоновый прибор, предназначенный для определения активности альфа- и бета-излучающих радионуклидов в счетных образцах, образующих смесь исследуемого раствора и жидкого сцинтиллятора или источников, помещаемых в сосуд со сцинтиллятором. Принцип действия прибора основан на полном поглощении энергии ионизирующей частицы в жидком сцинтилляторе, высвечивании поглощенной энергии в виде световой вспышки, преобразовании энергии вспышки в электрический импульс и накоплении информации в виде спектра, представляющего собой зависимость числа зарегистрированных импульсов от энергии [11].

Quantulus включает 2 двойных программируемых многоканальных анализатора (МКА), что позволяет проводить одновременно измерение 4 1024-канальных спектров. Усилители импульсов выдают линейный спектр амплитуд. Аналого-цифровое преобразование – логарифмическое. Использование метода нескольких многоканальных анализаторов позволяет достигать высокой точности в оценке данных и контролировать такие данные, как стабильность образца и вариации счетной эффективности, своевременное обнаружение и устранение хемилюминесценции и влияние статистического электричества, а также охват факторов окружающей прибор среды (вариация космического фона, загрязнение, вызванное подготовкой образца и радон). Одним из параметров, которые необходимо контролировать при измерении трития, является гашение, так как оно может влиять на конечный результат измерений.

Всестороннее сравнение результатов проведенных исследований [12–13] показывает, что диапазон каналов 60–220 для Quantulus-1220 демонстрирует наиболее сбалансированные характеристики, обеспечивая как высокий коэффициент качества, так и низкий предел обнаружения, при этом избегая дополнительного фона, вносимого более широкими диапазонами каналов. В условиях слабого гашения Quantulus-1220 демонстрирует несколько более низкие значения эффективности, однако его кривая изменяется более плавно с индексом гашения, демонстрируя непрерывную восходящую тенденцию.

При применении метода внутреннего стандарта стабильная и постепенно возрастающая зависимость эффективности от гашения имеет решающее значение для построения надежной калибровочной кривой. Соответственно, в условиях низкого гашения Quantulus-1220 более предпочтителен для проведения измерений с использованием внутреннего стандарта.

Тритий может находиться в РАО в различных формах: в виде тритиевой воды (НТО), органически связанного трития и адсорбированного трития, что требует применения специальных методов выделения и измерения. В ЖРО тритий, как правило, присутствует в виде НТО, химически неотличимой от обычной воды. Особенностью подобных ЖРО является то, что тритий затруднительно удалить из воды, применяя классические методы переработки ЖРО: сорбция, экстракция, выпаривание и др. Поэтому в большинстве случаев тритиевую воду направляют на длительное хранение либо сбрасывают в окружающую среду. Основная причина малой изученности тритиевой воды заключается в трудности количественного измерения, идентификации и детектирования ее основного компонента – трития [14].

В мировой практике перед проведением измерений трития жидкие пробы фильтруются и дистиллируются для удаления посторонних частиц, используется адсорбция на угле для удаления цветных органических веществ, также может использоваться пероксид стронция безводный или пероксид кальция, которые добавляют в загрязненную тритием воду, равномерно распределяют по объему до образования осадка октагидрата пероксида стронция и затем осадок отделяют для измерения полученной пробы. В качестве метода для очистки проб от трития и дальнейшего отверждения ЖРО используются ректификационные колонки, изотопный обмен и химический электролиз и т.д. [14].

Недостатком физико-химических методов является образование больших количеств вторичных отходов (шламов, отработанных адсорбентов, регенерационных растворов), которые требуют дальнейшей переработки. Физико-химические методы используются в основном для очистки ЖРО с невысоким содержанием органических соединений.

Наиболее перспективными для удаления органических соединений из состава ЖРО являются деструктивные методы, основанные на окислении или разложении органических

веществ с образованием газообразных или низкомолекулярных продуктов реакции. К деструктивным методам относятся: реагентное, гидротермальное, электрохимическое окисление; разрушение под действием излучений высоких энергий (ультрафиолетовое и γ -излучение, ускоренные электроны) [2].

Исходя из требований МАГАТЭ по обращению с РАО, они должны подвергнуться процедуре кондиционирования, то есть переводу в химически устойчивую форму, которая сохраняет стабильность в течение времени хранения РАО. Подходящим способом иммобилизации РАО являются цементные матрицы или минеральные матрицы низкотемпературной калий-магний-фосфатной керамики. Важнейшей их характеристикой является надежность иммобилизации тритийсодержащей воды в структуре отвержденной матрицы. Но проблемой в данном случае является возможная миграция трития из матрицы в окружающую среду, в том числе при контакте с водой.

В настоящее время в Республике Беларусь для измерений трития в водных объектах окружающей среды используется две методики [15–16], также действуют два технических нормативных правовых акта, включающих описание метода определения активности трития с помощью жидкостно-сцинтилляционной спектрометрии [17–18]. Однако для проведения измерений трития в ЖРО, в том числе и в отвержденных, необходимо получение жидких проб (счетных образцов). Для их получения требуется проведение пробоподготовки для получения очищенных образцов жидких проб.

Заключение

Для проведения измерений активности трития используются высокочувствительные низкофоновые жидкостно-сцинтилляционные спектрометры, предназначенные для определения активности альфа- и бета-излучающих радионуклидов в счетных образцах, образующих смесь исследуемого раствора и жидкого сцинтиллятора. Для измерений активности трития необходима пробоподготовка РАО и получение счетных образцов. На результаты измерений оказывают влияние различные факторы: степень гашения, соотношение образца и сцинтиллятора, диапазон каналов, внешние факторы и др. Изучение подбора параметров прибора и определение этапов пробоподготовки для получения счетных образцов особенно важны для точного определения активности трития в образце.

Список литературы

1. Покальчук, В.С. Распределение изотопов водорода между молекулами свободной и связанной воды в растворах солей металлов / В.С. Покальчук, Ю.В. Кондакова, И.А. Шестаков // Успехи в химии и химической технологии. – М. 2020. – Т. XXXIV. – № 9. – С. 11–13.
2. Современные методы переработки жидких радиоактивных отходов: учеб. пособие по курсу «Переработка и захоронение радиоактивных отходов»: для студентов, обучающихся по специальности «Химическая технология материалов современной энергетики» / В.В. Милютин, Н.А. Некрасова, В.В. Железнов, Т.А. Сокольницкая. – Владивосток: Изд-во Дальневост. федерал. ун-та, 2021. – 142 с.
3. Оценка радиационных и температурных нагрузок на цементный компаунд, содержащий имитаторы радиоактивных отходов / А.П. Варлаков, А.А. Жеребцов, В.Г. Петров [и др.]. – Радиоактивные отходы. – 2020. – № 1 (10). – С. 66–72.
4. Химическая стойкость и структурные характеристики цементных компаундов с имитаторами радиоактивных отходов после воздействия ионизирующего излучения / А.А. Жеребцов, В.В. Капустин, Г.А. Варлакова [и др.]. – Атомная энергия. – 2019. – Т. 127. – № 6. С. 328–331.
5. Магнийкалийфосфатный компаунд для иммобилизации радиоактивных отходов: фазовый состав, структура, физико-химическая и гидролитическая устойчивость / С.Е. Винокуров, С.А. Куликова В.В. Крупская [и др.]. – Радиохимия. – Т 60. – № 1. – С. 66–73.
6. Croudace I.W. Tritium in the Environment / I.W. Croudace, A. Ulanowski. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2025. – 376 p. – (Technical Re-ports Series, ISSN 0074–1914;

№ 495) // URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/p15287-DOC_010_495_web.pdf (дата обращения: 10.03.2026)

7. Бондарева, Л.Г. Тритий. Теория, практика, последствия: монография / Бондарева Л.Г., Чеботина М.Я., Артамонова С.Ю., Тананаев И.Г. – Апатиты: Изд-во Кольского научного центра, 2024. – 359 с.

8. Radiological Problems of Tritium / B.I. Synzynys, O.A. Momot, O.A. Mir-zeabasov [et al.] // Future of Atomic Energy – AtomFuture 2017: XIII International Youth Scientific and Practical Conference, Obninsk, 2017 / Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering. – Obninsk, 2017. – Vol. 2017. – P. 249–260.

9. Радиоактивные отходы атомных станций. Определение радиационных характеристик для передачи на захоронение: ГОСТ Р 59968-2021; введ. 01.03.2022. – М.: Национальный стандарт Российской Федерации: Российский институт стандартизации, 2022. – 40 с.

10. Тритий от молекулы до биосферы. 1. Закономерности поведения в окружающей среде / Е. В. Антонова, К. Л. Антонов, М. Е. Васянович [и др.]. – Экология. – 2022. – № 4. – С. 255–288.

11. Получить счетные образцы из модельных тритийсодержащих жидких радиоактивных отходов и отвержденных радиоактивных отходов для определения активности трития. Этап 1.2 Выполнить подготовку и настройку жидкосцинтилляционного спектрометра Quantulus для проведения измерений активности трития. Договор от 17.03.2026 № 26/29-6: отчет о НИР / Научное учреждение «ОИЭЯИ – Сосны»; рук. Т.Г. Леонтьева; исполн.: З.И. Гоманюк, Ж.А. Лукашевич, С.В. Плоце [и др.]. – Минск, 2026. – 60 с. – ГР № 20261211. – Инв. № 2468.

12. Methodological applicability of ultra-low background liquid scintillation counters in low-level tritium measurement / H.-Y. Li, J. Shan, H. Zhang [et al.] // Applied Sciences. – 2025. – Vol. 15, № 24. – Art. 13168.

13. Tritium distribution in environmental compartments of the impact zone of radioactively contaminated areas / N. Larionova, L. Timonova, A. Toporova [et al.] // Ecological Indicators. – 2025. – Vol. 175. – Art. 113567.

14. Патент RU 2712541, МПК C02F 1/00 (2006.01), B01D 59/26 (2006.01), G21F 9/06 (2006.01); СПК C02F 1/00 (2019.08), C02F 2101/006 (2019.08), G21F 9/04 (2019.08), G21F 9/12 (2019.08), B01D 59/26 (2019.08). Способ концентрирования трития из загрязненных вод: № 2019115799: заявлено 22.05.2019: опубл. 29.01.2020 / Сапожников Ю.А., Сапожникова Л.Д.; заявитель МГУ им. М.В. Ломоносова. – URL: <https://patentimages.storage.googleapis.com/f2/fc/43/366fef835ffb8f/RU2712541C1.pdf> (дата обращения: 14.03.2026).

15. Журавков, В.В. Содержание трития в гидрографической сети в районе строительства белорусской АЭС / В.В. Журавков, С.С. Позняк, А.Н. Скибинская // Журнал Белорусского государственного университета. Экология. – 2019. – № 1. – С. 18–23.

16. 23. Государственный информационный фонд по обеспечению единства измерений Республики Беларусь: [сайт]. Минск., 2017 – 2026. – URL: <https://oei.by/gso/index> (дата обращения 28.05.2026).

17. Качество воды. Одновременное определение активности трития и углерода-14. Метод испытания жидкосцинтилляционного счета: СТБ ISO 13168-2024; введ. 01.01.2025. – Минск: Госстандарт: БелГИСС, 2024. – 15 с.

Качество воды. Тритий. Метод определения активности с помощью жидкостно-цинтилляционного счета: СТБ ISO 9698-2022; введ. 01.03.2023. – Минск: Госстандарт: БелГИСС, 2022. – 21 с

СОСТОЯНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ РУТЕНИЯ ПРИ ИХ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ С ПОЛИВАЛЕНТНЫМИ ГИДРОЛИЗУЮЩИМИСЯ КАТИОНАМИ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ

Коренькова О.Б.

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, Минский р-н, Республика Беларусь

Введение

Разработка эффективных методов очистки жидких радиоактивных сред (далее – ЖРС) (трапных вод, теплоносителя первого контура и т.д.) и жидких радиоактивных отходов (далее – ЖРО) основывается на знании форм нахождения и физико-химического состояния радионуклидов в различных растворах (водных, органических, смешанных). Следует отметить, что в ЖРС радионуклиды присутствуют, как правило, в микроконцентрациях (менее 10^{-5} моль/дм³) и их поведение будет значительно отличаться от растворов с высоким содержанием того или иного химического элемента. Сложности изучения состояния радионуклидов связаны с многообразием их форм нахождения в растворах, поскольку различные формы имеют различные свойства. Кроме того, такие параметры как значение pH раствора, присутствие окислителей или восстановителей, комплексообразующих добавок и др. влияют на физико-химическое состояние радионуклидов. Чем больше информации получено о составе частиц, содержащих радионуклиды, об их размерах, условиях перехода одних форм в другие, тем более эффективными становятся методы очистки ЖРС и ЖРО, образующихся на атомных электростанциях (далее – АЭС), исследовательских ядерных установках и медицинских центрах [1, 2].

Проблеме переработки ЖРС, в том числе ЖРО, уделяется большое внимание, однако такие важные характеристики как радионуклидный состав и состояние радионуклидов в ЖРС и ЖРО зачастую игнорируются. Некорректно учитывать при разработке метода очистки ЖРС только радионуклиды кобальта, цезия и стронция, поскольку после их извлечения в технологических средах останутся другие радионуклиды, которые будут создавать дозовую нагрузку на персонал, а также не позволят перевести радиоактивные отходы (далее – РАО) из более высокой категории в более низкую. К числу таких радионуклидов относятся радионуклиды рутения.

Рутений является продуктом деления ядерного горючего, его количество в отработанном ядерном топливе зависит от начального обогащения и степени выгорания топлива. Самыми долгоживущими радионуклидами рутения являются ^{103}Ru и ^{106}Ru с периодами полураспада 39,3 и 371,8 дней соответственно. В оксидном топливе реакторов типа ВВЭР содержится около 2,2 г/кг всех изотопов рутения при выгорании топлива 3,4 % и выдержке в 1 год [3]. Расчетное количество ^{106}Ru , образующегося при максимальном проектном выгорании ядерного топлива 70 ГВт·сут/тU в ходе эксплуатации реактора ВВЭР-1200, составит до 287,7 г/тU [4, 5]. Для реактора ВВЭР-1200 активность ^{106}Ru в одной тепловыделяющей сборке (далее – ТВС) составит до $1,67 \cdot 10^{16}$ Бк (при выгорании 70 ГВт·сут/тU), для реактора ВВЭР-1000 – $1,39 \cdot 10^{16}$ Бк (при выгорании 55 ГВт·сут/тU; в активной зоне реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 расположено по 163 ТВС) [4–7].

Даже при нормальной эксплуатации радионуклид ^{106}Ru присутствует в значительных количествах в ЖРС системы переработки трапных вод АЭС (для реактора ВВЭР-1000 поступление радионуклида ^{106}Ru в трапные воды при нормальной эксплуатации составляет порядка $1 \cdot 10^9$ Бк/год) [8].

Актуальность изучения состояния радионуклидов рутения в водных технологических средах АЭС обусловлена следующим:

1. Радионуклиды рутения образуются в значительных количествах при выгорании ядерного топлива в ходе эксплуатации реактора ВВЭР-1200 [4];

2. При нормальной эксплуатации радионуклиды ^{103}Ru и ^{106}Ru присутствуют в значительных количествах в ЖРС системы переработки трапных вод АЭС (для реактора ВВЭР-1000 до $9,0 \cdot 10^8$ Бк/год), а также ЖРО (для реактора ВВЭР-1000 до $1,1 \cdot 10^5$ Бк/дм³ в 1 м³ отработанных ионселективных смол) [8];

3. В случае аварии на АЭС происходит выход радионуклидов рутения в количестве до 30 % (по другим оценкам до 65 %) от содержания в топливе на момент аварии, активность которого соизмерима с активностью радионуклидов цезия; можно ожидать высокого содержания радионуклидов рутения в аварийных ЖРО и твёрдых РАО [9];

4. ^{103}Ru и ^{106}Ru входят в перечень радионуклидов, контроль которых необходимо осуществлять в РАО АЭС с реакторами ВВЭР, а также входят в перечень радионуклидов, установленный в критериях приемлемости для пунктов захоронения РАО [10].

Гидроксоформы железа(III), как продукт коррозии, и борная кислота, которая используется на ректорах типа ВВЭР в качестве поглотителя нейтронов, присутствуют в теплоносителе первого контура и других ЖРС, образуемых на АЭС. Целью данной работы является изучение влияния гидроксоформ железа(III) и борной кислоты в различных концентрациях на состояние радионуклидов рутения в водных растворах. Полученные данные помогут определить наиболее эффективные методы (или их комбинацию) выделения радионуклидов рутения из ЖРС, в том числе ЖРО, АЭС.

Методика эксперимента

Изучение состояния радионуклидов рутения в водных растворах проводилось при помощи методов ионного обмена, ультрафильтрации с применением мембран с различным пределом отсеечения, а также центрифугирования.

Работа проводилась с использованием открытого источника ионизирующего излучения (раствор радионуклида ^{106}Ru , а также ^{59}Fe). В ходе исследования были изучены растворы ^{106}Ru в азотной кислоте концентрацией 0,1 моль/дм³, ионная сила – 0,1 моль/дм³ ($\text{HNO}_3\text{--KNO}_3$).

В экспериментах по ионному обмену, ультрафильтрации и центрифугированию начальное значение объемной активности (A_0) ^{106}Ru в растворах составляло ~ 200 кБк/дм³. Концентрация ^{106}Ru в исследуемых растворах составляла около 10^{-9} моль/дм³. Исследовано влияние борной кислоты в концентрации 5–16 г/дм³ и железа(III) концентрацией 10^{-3} –1 мг/дм³ на состояние радионуклида ^{106}Ru в водных растворах.

Приготовление исследуемых растворов проводилось следующим образом:

1. В раствор 0,1 моль/дм³ азотной кислоты необходимого объема вносилось такое количество раствора радионуклида ^{106}Ru , чтобы активность готового раствора составляла около 200 кБк/дм³.

2. В экспериментах по изучению состояния ^{106}Ru в присутствии борной кислоты и/или гидроксоформ железа(III) в раствор предварительно (перед добавлением радионуклидного препарата) вносились борная кислота и/или нитрат железа(III) в необходимом количестве.

3. После добавления требуемых компонентов растворы перемешивались в течение 30 мин при комнатной температуре, после чего осуществлялась корректировка pH раствора до необходимого значения; значение pH регулировалось добавлением растворов гидроксида калия различной концентрации (0,1–10,0 моль/дм³).

4. После корректировки значения pH растворы термостатировались в течение 1 сут при температуре 20 °С, данное время выдержки было определено экспериментальным путем как наиболее оптимальное;

В ходе эксперимента по ионному обмену использовали сильнокислотный катионит Resinex KW-8 в K^+ -форме и сильноосновный анионит Resinex A4 в NO_3^- - и BO_3^{3-} -формах. Перевод ионообменных смол в калиевую и нитратную/борную формы проводился по методике [11].

К навеске смолы приливали 50 см³ рабочего раствора, перемешивали на лабораторном встряхивателе в течение 1 сут со скоростью 200 об/мин, после чего проводили отбор проб и измеряли активность аликвоты раствора (10 см³). Соотношение V/m составляло 3000 см³/г.

Данное соотношение также было определено экспериментальным путем как наиболее оптимальное. Количество радионуклида, сорбировавшегося на ионообменной смоле, определяли при помощи коэффициента распределения (K_d , см³/г), который рассчитывали по уравнению:

$$K_d = \frac{A_0 - A_i}{A_i} \cdot \frac{V}{m}, \quad (1)$$

где A_0 и A_i – активность аликвот начального и i -го раствора, Бк; V – объем раствора, см³; m – масса ионита, г.

В экспериментах по ультрафильтрации использовали ячейку Millipore 8200 с ультрафильтрационными мембранами из регенерированной целлюлозы (рабочий диапазон pH 3–13). Предел отсечения мембран составляет 1 и 10 кДа, что ориентировочно соответствует мембранам с размером пор 1 и 2,6 нм [12]. Исследуемый раствор объемом 125 см³ фильтровали при давлении 0,3 МПа. По ходу фильтрации проводился отбор аликвот отфильтрованного раствора объемом 10 см³ и измерение активности ¹⁰⁶Ru в фильтрате.

В экспериментах по центрифугированию использовали лабораторную медицинскую центрифугу ОПН-8. Проводилось центрифугирование 4-х образцов раствора объемом 25 см³. Скорость вращения центрифуги составляла 8000 об/мин, время вращения – 30 мин. Подобные условия позволяют осадить частицы размером более 50 нм [13]. После центрифугирования проводился отбор аликвот по 10 см³ из каждого образца и измерение активности ¹⁰⁶Ru.

Количество радионуклида, задерживаемого ультрафильтрационной мембраной (R) или осажденного под действием центробежных сил (S), рассчитывали по уравнению:

$$R(S) = \frac{A_0 - A_i}{A_0} \cdot 100\%, \quad (2)$$

где A_0 и A_i – активность аликвот начального и i -го раствора, Бк.

Измерение активности радионуклидов ¹⁰⁶Ru и ⁵⁹Fe в изучаемых растворах проводили при помощи γ , β -спектрометра МКС АТ-1315 (Атомтех, Беларусь) по γ -линии его дочернего изотопа ¹⁰⁶Rh ($E_\gamma=511$ кэВ, квантовый выход 20,4 %). Для установления равновесия между материнским и дочерним радионуклидами все растворы выдерживались перед измерением в течение 5 мин. Эксперимент проводился при постоянных температуре и давлении. Для измерения активности отбирались аликвоты объемом 10 см³, измерение активности проводилось в точечной геометрии в течение необходимого времени – от 15 до 180 мин.

Измерение концентрации Fe(III) в растворах проводили спектрофотометрическим методом с использованием сульфосалициловой кислоты в соответствии с ГОСТ 4011. Измерение концентрации H_3BO_3 в растворах проводили при помощи титрования с использованием D-маннитола в соответствии с ГОСТ 9656-75.

Результаты и обсуждение

Экспериментальные данные по изучению состояния радионуклидов рутения в раздельном присутствии гидроксоформ железа(III) и борной кислоты в различной концентрации, полученные в ходе экспериментов по ионному обмену, ультрафильтрации и центрифугированию, представлены на рисунках 1 и 2.

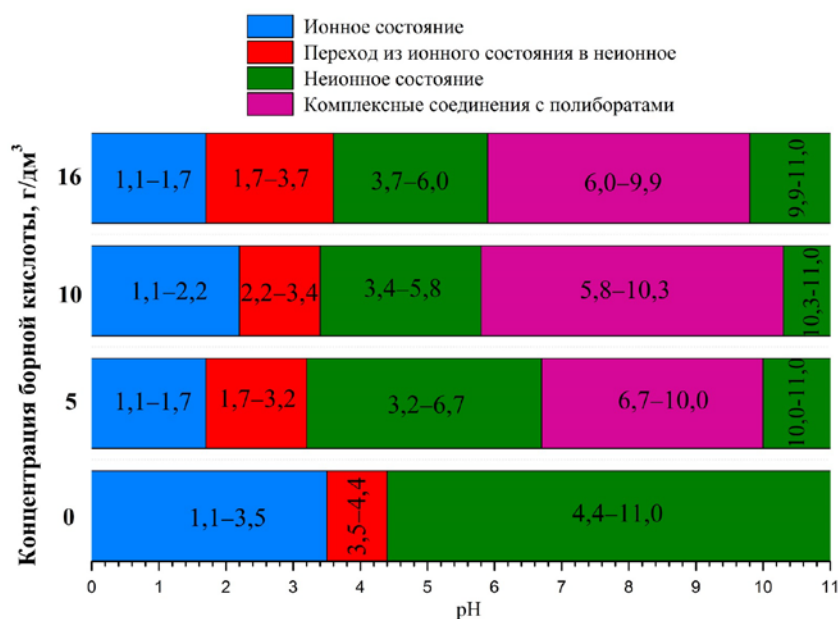


Рис. 1. Состояние радионуклида ^{106}Ru в присутствии борной кислоты в различной концентрации в зависимости от значения pH растворов

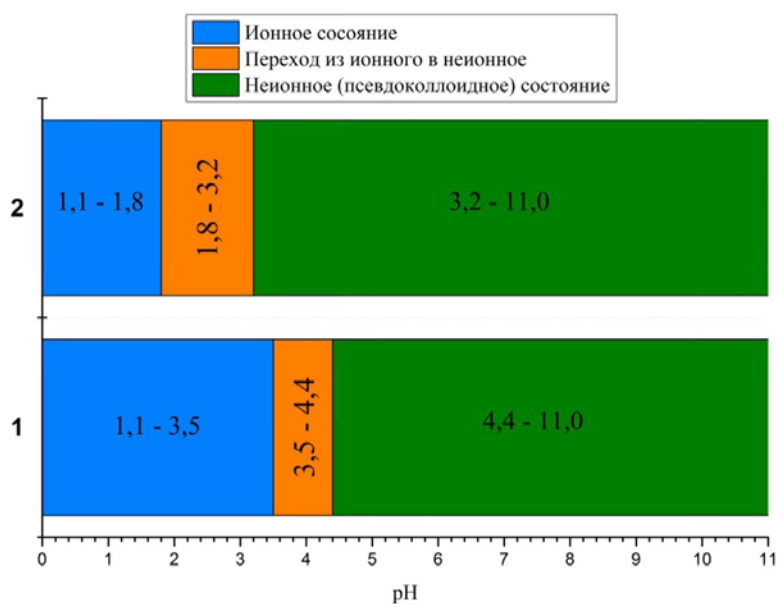


Рис. 2. Состояние радионуклида ^{106}Ru в отсутствие (1) и в присутствии (2) гидроксиформ железа(III) концентрацией 1 мг/дм³ в зависимости от значения pH растворов

В интервале pH 1,1–3,5 рутений в водных растворах в микроконцентрации находится в ионной (катионной) форме. В интервале pH 3,5–4,4 происходит переход из ионных форм в неионные, а при pH > 4,4 ^{106}Ru полностью находится в неионном (псевдоколлоидном) состоянии. В интервале pH 5,2–8,3 порядка 20,0 % псевдоколлоидных частиц ^{106}Ru имеют размер < 1 кДа, 24,5 % имеют размер 1–10 кДа и 55,5 % частиц имеют размер > 10 кДа. В интервале pH 8,3–11,0 порядка 11,0 % псевдоколлоидных частиц ^{106}Ru имеют размер < 1 кДа, 9,0 % имеют размер 1–10 кДа и 80,0 % частиц имеют размер > 10 кДа [14].

Добавление в исследуемые растворы борной кислоты в концентрации 5 г/дм³ приводит к изменению областей существования ионных и неионных форм ^{106}Ru – ионные формы существуют в диапазоне pH 1,1–3,5, неионные – при pH > 3,5. Также в интервале pH 7,0–10,0 происходит образование комплексных соединений рутения с полиборатными ионами, что приводит к разрушению или уменьшению размера псевдоколлоидных частиц ^{106}Ru . Увеличение

концентрации борной кислоты до 10 и 16 г/дм³ не приводит к существенным изменениям областей существования ионных и неионных форм, однако происходит увеличение областей существования комплексных соединений рутения с полиборатами, а также уменьшение количества или размера псевдоколлоидных частиц ¹⁰⁶Ru [15].

Присутствие в водных растворах гидроксоформ Fe(III) в концентрации 1 мг/дм³ приводит к изменению областей существования ионных и неионных форм ¹⁰⁶Ru – ионные формы существуют в диапазоне pH 1,1–3,2, неионные – при pH > 3,2. Такое изменение объясняется сорбцией исследуемого радионуклида на коллоидных частицах Fe(III) [16]. В растворах, где Ru и Fe находятся в микроконцентрации (10⁻¹⁰ и 10⁻⁹ моль/дм³) наблюдалось конкуренция метал-ионов в интервале pH 1,1–4,0 за ионообменные центры ионообменных смол, в то время как при pH > 4,0 наблюдалось образование смешанных гидроксокомплексов Ru и Fe.

Экспериментальные данные по изучению состояния радионуклидов рутения в совместном присутствии гидроксоформ Fe(III) и борной кислоты в различной концентрации, полученные в ходе экспериментов по ионному обмену, ультрафильтрации и центрифугированию, представлены на рисунке 3.

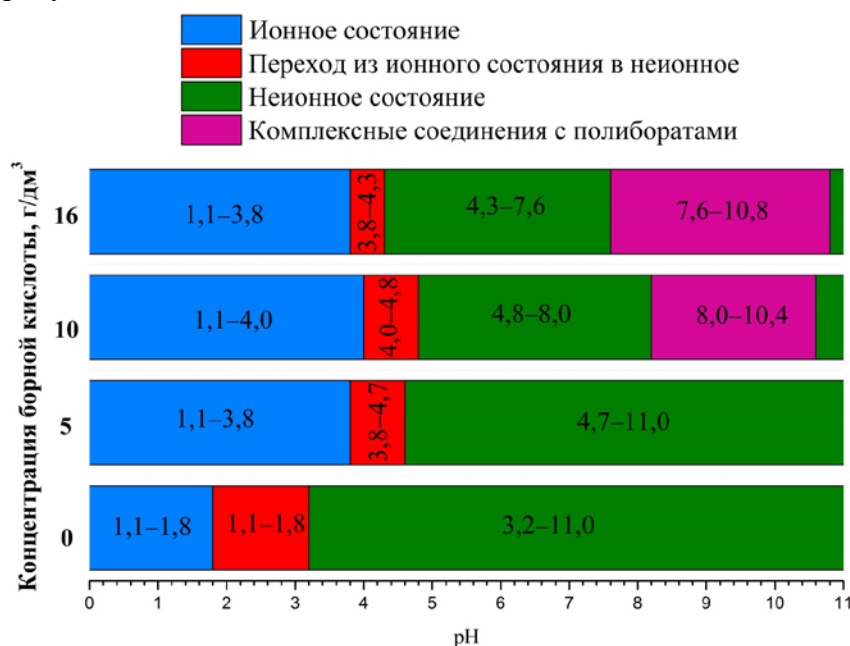


Рис. 3. Состояние радионуклида ¹⁰⁶Ru в присутствии гидроксоформ железа (III) и борной кислоты в различной концентрации в зависимости от значения pH растворов

Совместное влияние гидроксокомплексов Fe(III) и борной кислоты в концентрации 5 г/дм³ выражается в изменении областей существования ионных и неионных форм ¹⁰⁶Ru – ионные формы существуют в диапазоне pH 1,1–4,7, неионные – при pH > 4,7. Дальнейшее увеличение концентрации борной кислоты не приводит к изменению значения pH псевдоколлоидообразования рутения. Однако в растворах, содержащих борную кислоту концентрацией 10 г/дм³, наблюдается образование комплексов с полиборатными ионами в интервале pH 8,0–10,4. Увеличение концентрации борной кислоты до 16 г/дм³ приводит к увеличению области существования упомянутых комплексных соединений [16].

Помимо рутения, борная кислота оказывает влияние и на состояние железа(III) (рисунок 4). В растворах борной кислоты Fe(III) полностью переходит в неионное состояние при pH 4,8–5,4. Образование комплексных соединений железа(III) с полиборатными ионами наблюдается при концентрации борной кислоты > 10 г/дм³ в нейтральной и слабощелочной областях pH [17].

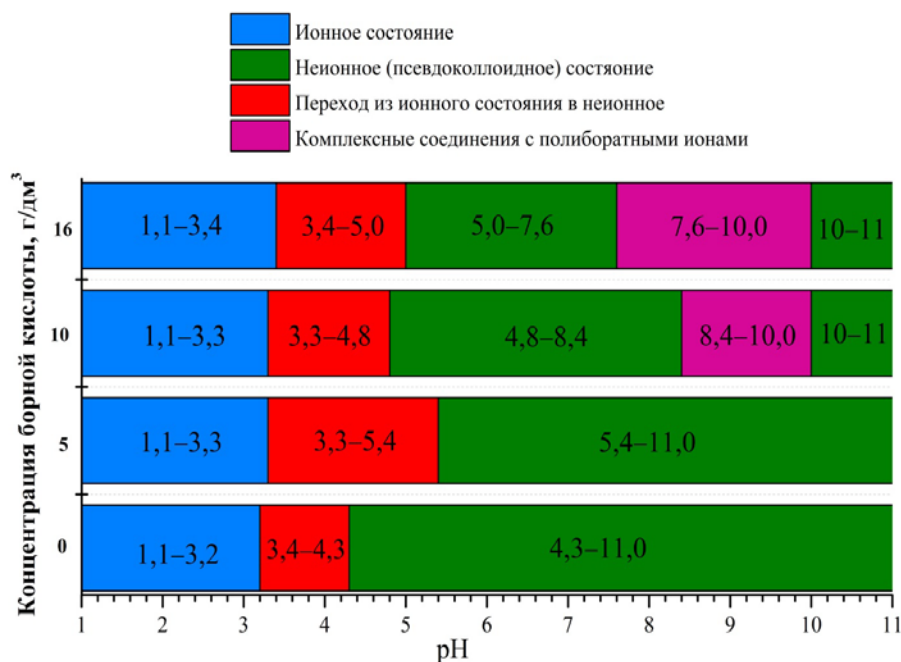


Рис. 4. – Состояние Fe(III) в присутствии борной кислоты в различной концентрации в зависимости от значения pH растворов.

Таким образом, и борная кислота, и Fe(III) оказывают влияние на состояние радионуклидов рутения [17].

Заключение

В ходе работы получены новые фундаментальные знания об областях существования ионных и неионных форм рутения в микроконцентрациях (10^{-9} моль/дм³) в водных растворах, в том числе содержащих борную кислоту и Fe(III) в различных сочетаниях и концентрациях, а также влиянии борной кислоты на состояние Fe(III) в водных растворах.

Полученные сведения могут быть использованы для определения наиболее оптимальных условий применения методов ионного обмена, сорбции, ультрафильтрации и осаждения для очистки борсодержащих низко- и среднеактивных ЖРС и ЖРО от радионуклидов рутения.

Список литературы

1. Снятие с эксплуатации ядерных энергетических установок: Учеб. пособие / А.В. Носовский, В.Н. Васильченко, А.А. Ключников, Я.В. Яценко; ред. А.В. Носовский. – Киев: Техніка, 2005. – 287 с. – (Безопасность атомных станций).
2. Давыдов Ю.П. Формы нахождения металл-ионов (радионуклидов) в растворах: Учеб. пособие / Ю. П. Давыдов, Д. Ю. Давыдов. – Минск: Бел. навука, 2011. – 299 с.
3. Радиохимическая переработка ядерного топлива АЭС / В.И. Землянухин, Е.И. Ильенко, А.Н. Кондратьев [и др.]. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 280 с.
4. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных» (РБ-093-20): утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору 11.03.2020 № 106. – Москва: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2020. – 101 с.
5. Головной блок нового поколения – особенности проекта ВВЭР-1200 / В.Г. Асмолов, И.Н. Гусев, В.Р. Казанский [и др.] // Извест. вузов. Ядерная энергетика. – 2017. – № 3. – С. 5–21.
6. Тепловыделяющие сборки реакторов ВВЭР / материал подгот: В.А. Брылева, Е.Ф. Войтецкая, Л.М. Нарейко // Информационный бюллетень / НАН Беларуси, Объед. ин-т энерг. и

ядер. исслед. – Сосны. – [Б. м.], 2011. – № 6–7. – URL: http://sosny.bas-net.by/wp-content/uploads/2014/01/bul_2013_3.pdf (дата обращения: 22.05.2026).

7. Предварительный анализ возможности применения ремикс-топлива в реакторах ВВЭР-1200 Белорусской АЭС / В.Т. Казамян, А.П. Малыхин, Е.Ф. Войтецкая [и др.] // Весці Нац. акадэм. навук Беларусі. Сер. фіз.-тэх. навук. – 2022. – Т. 67, № 1. – С. 57–64.

8. Материалы обоснования лицензии на осуществление деятельности в области использования атомной энергии «Эксплуатация энергоблока № 4 Ростовской АЭС в 18-месячном топливном цикле на мощности реакторной установки 104% от номинальной с вентиляторными градирнями» (Часть VI) – 2022. – URL: <https://ovos.ecom.su/bitstream/handle/123456789/276/%D0%A7%D0%B0%D1%81%D1%82%D1%8C%206.pdf?sequence=6&isAllo> (дата обращения 08.05.2026).

9. Долганов К.С. Методический подход к созданию моделей энергоблоков АЭС с ВВЭР для реалистического расчётного обоснования безопасности при тяжёлых авариях: Дис. ... д-ра. технич. наук: 2.4.9. – М., 2024. – 357 с.

10. О формировании перечней контролируемых в РАО атомных электростанций радионуклидов / Д.А. Шаров, А.С. Коротков, А.А. Загородних, И.И. Грибанов // Радиоак. отходы. – 2025. – № 4 (33). – С. 44–52.

11. Руководство к практическим занятиям по радиохимии: Учеб. пособие / под ред. А. Н. Несмеянова. – 2-е изд., перераб. – М.: Химия, 1980. – 584 с.

12. Charge effects in the fractionation of natural organics using ultrafiltration / A. Schafer, R. Mauch, T. D. Waite, A. G. Fane // Environ. Science and Tech.. – 2002. – Vol. 36, № 12. – P. 2572–2580.

13. Benes P. Trace chemistry of aqueous solutions. General chemistry and radiochemistry / P. Benes, V. Majer. – Praga: Academia, 1980. – 252 p.

14. Коренькова О.Б. Поведение радионуклида ^{106}Ru в водных растворах при центрифугировании, ультрафильтрации и ионном обмене / О.Б. Коренькова, А.В. Радкевич, Н.И. Вороник // Весці Нац. акадэм. навук Беларусі. Сер. хім. навук. – 2021. – Т. 57, № 3. – С. 331–340.

15. Karankova V. Effect of boric acid on ^{106}Ru radionuclide speciation in aqueous solutions / V. Karankova, A. Radkevich, N. Varonik // J of Radioanalyt. and Nuc. Chem. – 2023. – Vol. 332. – P. 4561–4566.

16. Influence of iron (III) hydroxo forms and boric acid on the state of ruthenium-106 in aqueous solutions / V. Karankova, A. Radkevich, V. Torapava, A. Dashouk // Radiochem. – 2024. – Vol. 66, № 4. – P. 416–424.

17. Влияние борной кислоты на физико-химическое состояние железа(III) в водных растворах / О.Б. Коренькова, А.М. Зарубо, А.В. Радкевич, В.В. Торопова, Е.М. Дашук // Весці Нац. акадэм. навук Беларусі. Сер. фіз.-тэх. навук. – 2024. – Т. 69, № 3. – С. 244–252.

СТАНОВЛЕНИЕ, ЭВОЛЮЦИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В НАУЧНОМ УЧРЕЖДЕНИИ «ОИЭЯИ – СОСНЫ»

Сальникова И.А., Кузьмин А.В., Поволанский Э.И., Фатеев В.С.

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, Минский р-н, Беларусь

В 1962 году в Беларуси был введен в эксплуатацию научно-исследовательский атомный реактор ИРТ-2000, на котором развернулись работы, в том числе и по радиационной химии, что позволило приступить к работам по использованию ионизирующего излучения в народном хозяйстве.

Первая кобальтовая гамма-установка ГУВ-1 размещалась в шахте-хранилище реактора ИРТ-2000 и предназначалась для проведения исследовательских радиационно-химических работ и разовых облучений различных образцов.

В 1968 году введена в эксплуатацию мощная гамма-установка УГУ-200, которая стала экспериментальной базой для разработки и внедрения в республике радиационных технологий. На ней был впервые в СССР разработан и внедрен в промышленность процесс радиационной стерилизации медицинских изделий. Позже в институте начали эксплуатироваться и другие установки, основанные на применении мощных источников гамма-излучения (модернизированная установка УГУ-420, РХМ-γ-20, УГУ-10 (рис. 1-3).

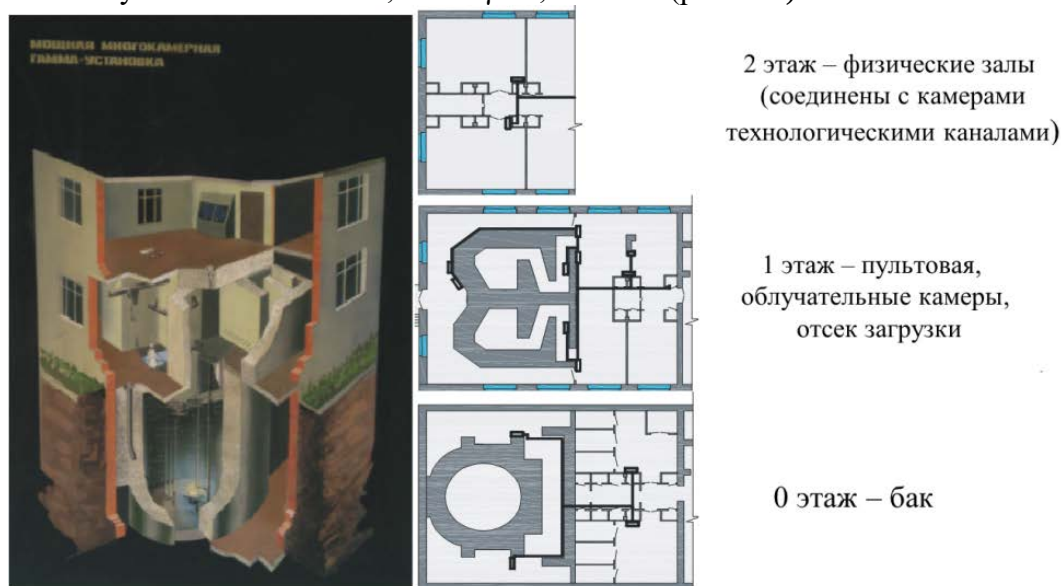


Рис. 1. Мощная универсальная гамма-установка «УГУ-420»

На установке РХМ-γ-20 (рис. 2) проводились радиационные исследования в области химии, радиобиологии, медицины, физики твердого тела и т.д.



Рис. 2. Гамма установка РХМ–γ–20

Универсальная гамма-установка УГУ-10 предназначалась для проведения экспериментальных работ, связанных с применением малых доз облучения.

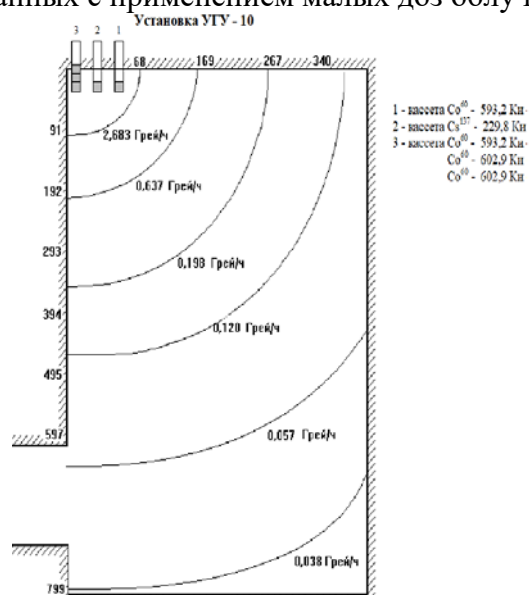


Рис. 3. Расположение источников и карта дозового поля гамма-установки УГУ-10

На созданных радиационных установках выполнен большой комплекс исследовательских и опытно-промышленных работ в области медицины, радиационной химии, радиобиологии и сельского хозяйства, накоплен опыт проведения экспериментов в этих направлениях.

Важнейшие научные разработки:

1. Исследование радиационной стойкости клеевых соединений.
2. Исследование влияния ионизирующего излучения на свойства веществ с целью улучшения их качества. Способ получения молочнокислой закваски для силосования кормов.
3. Оптимизация радиационно-технологических параметров процесса получения декоративных бетонполимеров.



Рис. 4. Образцы декоративных бетонполимеров

4. Радиационный метод обеззараживания навозных стоков. По результатам исследований создан первый в стране экспериментальный сельскохозяйственный радиационный комплекс «Боровляны» с ускорителем типа ИЛУ-6 в качестве источника излучения.

5. Опытные-экспериментальные работы по созданию на базе облучательной установки «Ставрида» специального центра лучевой стерилизации в 5-й клинической больнице г. Минска.

6. Технология производства бактериальных удобрений с применением радиационного способа стерилизации субстратов (ризоторфин). Радиационный способ стерилизации включен в технологический процесс производства бактериальных удобрений.

7. Внедрена технология получения нетканых сорбционных материалов радиационно-химическим способом.

8. Разработана и внедрена технология производства бактериальных удобрений с применением радиационного способа стерилизации субстратов (1977 г). За разработку бактериального удобрения для бобовых культур «Ризоторфин» участники этих исследований (ВНИИСХМ, ВАСХНИЛ, ИЯЭ АН БССР) были награждены в 1986 г. Государственной премией БССР.

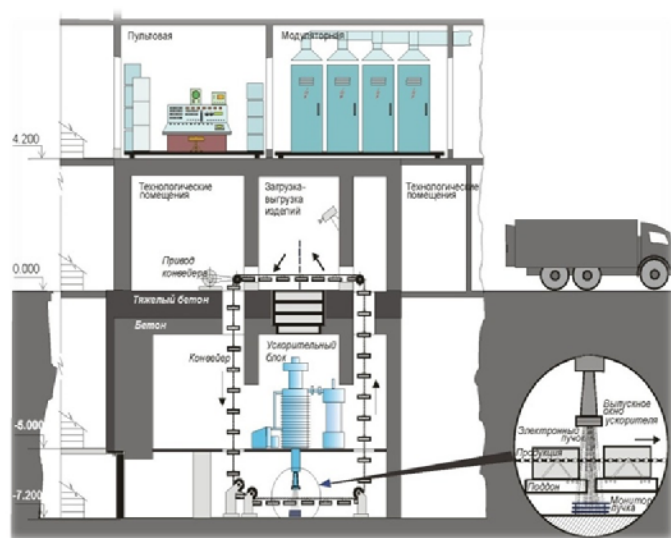


Рис. 5. Бактериальное удобрение для бобовых культур «Ризоторфин»

В 1991 году Институт ядерной энергетики реорганизован и на его базе создано три научно-исследовательских института: Институт проблем энергетики (ИПЭ), Институт радиоэкологических проблем (ИРЭП), Институт радиационных физико-химических проблем (ИРФХП). Основные направления научных исследований последнего - это физика и химия взаимодействия высокоэнергетических излучений с веществом, а также дальнейшее развитие радиационных технологий для использования в народном хозяйстве. Разрабатываются научные основы электронно-лучевых технологий.

В ИРФХП создана мощная экспериментальная база радиационной техники: высокоинтенсивный генератор нейтронов, высоковольтный импульсный рентгеновский аппарат

ВИРА для проверки надежности изделий электронной техники; ускоритель электронов У-003 для исследований по радиационной полимеризации; многоцелевой ускоритель электронов УЭЛВ-10-10 (рис. 6) для разработки и внедрения радиационных технологий. В многолетней эксплуатации находится опытно-промышленная универсальная гамма-установка УГУ-420.



Номинальная энергия	10 МэВ
Номинальная мощность пучка	10 кВт;
Номинальный средний ток пучка	1 мА
Диапазон энергии электронов	6 МэВ
Максимальный ток пучка	2 мА
Частота повторения импульсов тока	50, 150, 300 имп/с
Размер полосы развертки на расстоянии 200 мм от выпускной фольги	70x20 мм
Частота сканирования электронного пучка регулируется	1 – 5 Гц
Потребляемая мощность	до 120 кВт

Рис. 6. Многоцелевой ускоритель электронов УЭЛВ-10-10

К наиболее существенным научным результатам в эти годы относятся следующие:

1. Разработана технология предпосевного облучения семян (лен, люпин, картофель, кукуруза, огурцы и др.) с целью повышения урожайности и продления сроков хранения.
2. Способ модифицирования древесины радиационно-химическим методом.



Рис. 7. Образцы модифицированной древесины

3. Радиационно-химическая модификация полимерных изделий.

Созданы новые материалы: радиационно-сшитый полиэтилен, разработана технология получения композиционного антифрикционного материала «Грапол» (Изделия (рис. 8) превосходят современные аналоги по износостойкости); лиггинополимерный материал на основе отходов гидролизного производства «Полифепан» (рис. 9).



Рис. 8. Подшипники скольжения из композиционного антифрикционного материала «Грапол»

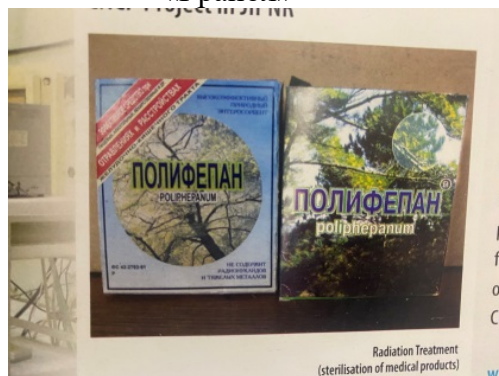


Рис. 9. Лиглинополимерный материал «Полифепан»

4. Разработаны и освоены высокоэффективные ресурсосберегающие экологически безопасные технологии и технические средства электронно-лучевой обработки сельскохозяйственной продукции для удлинения сроков ее хранения, повышения степени сохранности и уничтожения патогенной микрофлоры.

5. Разработана новая технология радиационно-химической деструкции и модификации полисахаридной цепи нативного декстрана - заменителя плазмы крови и изготовлена опытная партия препарата.

С 2000-х годов в научном учреждении «ОИЭЯИ-Сосны» на существующей базе радиационной техники в широком масштабе для разных предприятий и организаций по собственным разработанным технологиям производится радиационная обработка лекарственных средств и сырья; перевязочных материалов; стерилизация медицинских изделий многоразового и одноразового использования, материалов и инструментов. Совершенствуется практический опыт по сшивке полимеров.

Продолжаются научные исследования и прикладные работы в области радиационной химии, материаловедения, энергетики, применении радиационных технологий в интересах различных отраслей народного хозяйства.

Основные научные и прикладные работы:

1. Разработана технология и оборудование для производства пенополиэтилена (рис. 10) методом радиационной сшивки и организовано опытно-промышленное производство.



Рис. 10. Образцы пенополиэтилена

2. Отработан процесс электронно-лучевой обработки при получении аппликационной лекформы препарата.

Принято участие в организации опытного производства препарата (гидрогелевый перевязочный материал (рис. 11) совместно с ОАО «Белмедпрепараты», разработана технология производства аппликационной лекарственной формы медицинских препаратов, используемая в медицинской практике.



Рис. 11. Повязка медицинская гидрогелевая ВАП-гель

3. Разработана и введена в эксплуатацию проточная экспериментальная лабораторная установка (ПЭЛУ (рис. 12) для изучения термокаталитического разложения водяного пара в поле ионизирующего излучения в проточных условиях. Результаты исследований использованы при разработке технических условий и конструкции пилотной (полупромышленной) установки получения водорода. Лабораторная установка изготовлена с использованием модульного принципа, что делает возможным ее дальнейшее усовершенствование, развитие и применение в широком диапазоне параметров (давление, температура, мощность дозы).

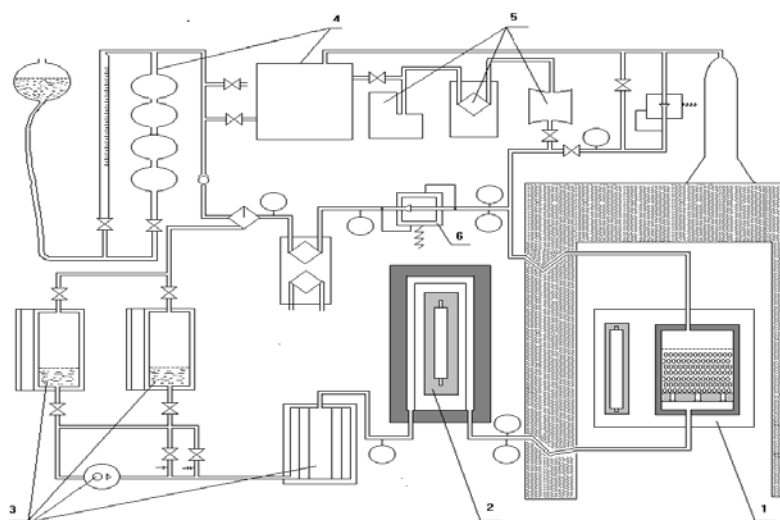


Рис.12. Схема проточной лабораторной установки для получения водорода: 1 – реактор, размещенный в камере гамма-установки «УГУ-420»; 2 – парогенератор; 3 – система обеспечения расхода пара; 4 – система измерения расхода пара и анализа газовой смеси; 5 – узел вакуумирования; 6 – регулятор давления

Созданная установка ПЭЛУ также предназначена для: изучения основных закономерностей радиационно-индуцированных свободнорадикальных превращений соединений, моделирующих структурные фрагменты липидов, пептидов; исследования радиационно-термической регенерации дезактивированных промышленных катализаторов риформинга нефти; исследования радиационно-термического разложения водородсодержащих соединений в области температур 100–600 °С и давлений 0,01–0,6 МПа в проточных и статических условиях в поле излучения ^{60}Co гамма-установки УГУ-420; исследования радиационно-каталитического разложения водородсодержащих соединений с целью получения ценных химических продуктов; исследования радиационного воздействия на процесс переработки нефти с целью улучшения ее технологических свойств и получения топлива из высокомолекулярной части нефти. Основные направления исследований: радиационная химия и технология, медицина, радиационный катализ.

4. Изучены закономерности радиационно-химического модифицирования водорастворимых полимеров акриламида и созданы новые виды полиэлектролитных гидрогелей.

Выпущена опытная партия полиэлектролитного гидрогеля. Разработан промышленный регламент производства полиэлектролитного гидрогеля с использованием облучения ускоренными электронами и гамма-излучения.

Результаты работы использованы при производстве и реализации ООО «ШАУЭР ГРУПП» полиэлектролитных гидрогелей сельскохозяйственного назначения «Гисинар-М» с использованием облучения на γ -установке и ускорителе электронов. В 2010 году произведено и реализовано 7 т полиэлектролитного гидрогеля «Гисинар» на сумму 33 тыс. долларов США для защиты и повышения урожайности сельскохозяйственных культур.

5. Исследованы процессы радиационного воздействия на природные вещества с целью создания новых фармакологически активных субстанций.

6. Разработка новых термостабилизирующих добавок для промышленных радиационно-сшитых синтетических полимеров и технологии радиационной стерилизации изделий медицинского назначения из полилактидов (совместно с БГУ).

Результаты исследования использованы на предприятии НП ООО «Медбиотех» (г. Минск) в опытном производстве винтов, пластин и интрамедуллярных фиксаторов с антибактериальным покрытием.

7. Разработка научных основ терморadiационного процесса получения синтетических углеводородов и водорода из твердых горючих ископаемых Беларуси.

8. Установление новых механизмов радиационного повреждения биосистем и создание на этой основе эффективных радиопротекторов (совместно с НИИФХП БГУ).

9. Разработан и освоен выпуск современных лекарственных форм и фармсубстанций с целью обеспечения потребности сферы здравоохранения Республики Беларусь.

10. Отработаны режимы и дозы радиационной обработки субстанции ПАСК (парентеральной и пероральной лекарственных форм препарата) с целью ее деконтаминации.

Изготовлены опытные серии субстанции ПАСК с использованием ионизирующего излучения для разработки парентеральной и пероральной лекарственных форм препарата в РУП «Белмедпрепараты».

11. Разработана технология радиационной обработки электронным пучком искусственных алмазов и драгоценных камней для придания им различной цветности (Изменение цвета в зависимости от поглощенной дозы).

12. Разработана технология радиационной сшивки полиэтиленовых труб для производства термоусаживаемых муфт.

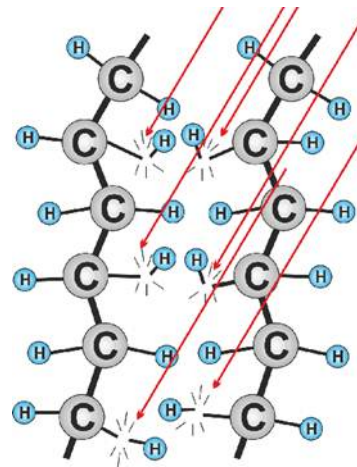


Рис. 13. Радиационная сшивка полиэтиленовых труб

13. В рамках сотрудничества (2019-2021 гг) с Институтом физики имени Б.И. Степанова был разработан (рис. 14) цветовой пленочный дозиметр поглощенной дозы ионизирующего излучения на основе поливинилового спирта и фосфорно-вольфрамовой кислоты (получен патент на изобретение Республики Беларусь).



Рис. 14. Цветовой пленочный дозиметр поглощенной дозы ионизирующего излучения

В 2023 году в научном учреждении «ОИЭЯИ-Сосны» создана отраслевая лаборатория радиационных технологий, в которой продолжают работы по совершенствованию технологий применения источников ионизирующего излучения в народном хозяйстве Республики Беларусь. Выполняются работы по разработке технологий с последующим их внедрением на радиационно-технологических установках отраслевой лаборатории по следующим направлениям:

- радиационная стерилизация медицинских изделий, фармацевтических субстанций, лекарственных средств по заказам организаций отрасли здравоохранения;

- радиационная обработка косметического и пищевого сырья с целью снижения их микробной обсемененности по заказам организаций парфюмерно-косметической и пищевой промышленности;
- радиационная стерилизация ветеринарных препаратов и субстанций по заказам организаций отрасли сельского хозяйства;
- по радиационной модификации полимерных материалов и изделий для организаций отрасли электроэнергетики;
- облучение систем микроэлектроники, радиотехнических и электротехнических изделий с целью испытаний на радиационную стойкость для организаций промышленности.

Для ГУ «РНПЦ трансфузиологии и медицинских биотехнологий» была разработана и внедрена технология радиационной стерилизации клеящих составов (рис. 15) для использования в сердечно сосудистой хирургии.



Рис. 15. Изделия медицинского назначения «Альбукард»

Совместно с УП «Атомтех» проводились работы по исследованию радиационного ресурса устройств детектирования и кабелей систем радиационного контроля.



Рис. 16. Блоки детектирования и кабели систем радиационного контроля

Для ГУ «Минский научно-практический центр хирургии, трансплантологии и гематологии» была разработана и внедрена технология радиационной стерилизации костных материалов для остеопластики с целью сохранения формы и объема, восстановления функциональности и эстетического вида, активизации заживления костей и мягких тканей.

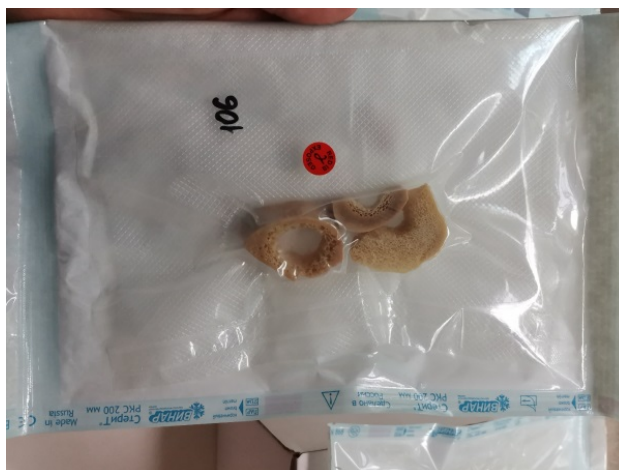


Рис. 17. Костные аллогraftы

Для ОАО «Медпласт» была разработана и внедрена технология радиационной стерилизации вакуумных пробирок для забора образцов венозной крови.



Рис. 18. Вакуумные пробирки для забора образцов венозной крови

Для РУП «Научно-технологический парк БНТУ «Политехник» была разработана и внедрена технология радиационной стерилизации коленных суставов.



Рис.19. Компоненты костных суставов

Основные научные и прикладные работы:

1. Разработан метод получения устойчивых к воздействию факторов природной среды композиционных материалов, в том числе на основе отечественного сырья (из природного сланца), для связывания радионуклидов и катионов тяжелых металлов.

Разработанные композиционные материалы на основе минеральной составляющей горючего сланца могут использоваться в качестве наполнителей при разработке полимерных

дезактивирующих покрытий для увеличения их дезактивирующей способности и более прочной окончательной изоляции радиоактивных отходов.

2. Радиационное модифицирование полимеров на основе молочной кислоты и антибактериальных пленок на основе поли-L-лактида.

Разработан способ сохранения деформационно-прочностных свойств биodeградируемых радиационно-модифицированных упаковочных пленок, а также радиационно-стерилизованных изделий медицинского назначения.

Продолжаются научные исследования в рамках ГПНИ «Энергофизические системы и технологии» («Энергофизика-2030»), подпрограмма 1.3 «Развитие атомной энергетики, ядерных и радиационных технологий».

В научном учреждении «ОИЭЯИ-Сосны» на радиационно-технологическом комплексе отраслевой лаборатории радиационных технологий выполняются работы по внедрению эффективных экологически чистых и экономичных методов и технологий радиационной обработки различных изделий и материалов: медицинские изделия (стерилизация), модификация различных материалов и др. с целью улучшения их свойств или получения материалов с новыми свойствами. Оказываются услуги различным организациям республики на разработку технологии радиационной обработки и постановки на поток производства различных изделий.

Внедрение высокотехнологичных научных и научно-технических разработок в области современных технологий подтверждено актами внедрения.

В рамках международного сотрудничества выполнялись проекты:

1. Проект МАГАТЭ: «Pilot – Scale Production of Hydrogel Dressing for Medical Purposes (BYE/8/003)», 2001 - 2002 гг.

2. Проект МНТЦ В-434: «Исследование процесса радиационного воздействия на природные вещества с целью создания новых фармакологически активных субстанций», 2001 - 2006 гг.

Британская программа по закрытым ядерным центрам CNCP:

4. Проект МНТЦ В-1681 «Маркетинговые исследования рынка по радиационной обработке материалов и изделий в Беларуси», 2010 - 2011 гг.;

5. Проект МНТЦ В-1681Р «Разработка бизнес-плана по проекту «Предоставление услуг по радиационной обработке материалов и изделий», 2011-2012 гг (CNCP).

6. Совместная работа с Чешским технологическим университетом «Изучение влияние ионизационного облучения на бетон и его компоненты» (2017-2019 гг).



Рис.20. Образцы бетонов

Перспективы развития научно-исследовательской и коммерческой деятельности.

Сотрудничество с организациями Министерства здравоохранения – разработка современных стимул-чувствительных полимерных материалов для использования в качестве основы для раневых повязок, а также матрицы для систем доставки лекарственных препаратов; с научными учреждениями Национальной академии наук Беларуси в области сельского хозяйства, материаловедения, радиохимии, радиобиологии, фармацевтики, радиоэлектроники, пищевой промышленности, что обеспечит дальнейшее развитие науки в Республики Беларусь – развитие и создание новых технологий (в том числе радиационных) и методик исследований, медицинских

препаратов, сортов растений, биопрепаратов, полимерных материалов, обработка щелочно-галлоидных кристаллов гамма-излучением (изменение оптических свойств), для последующего их использования как затворы в лазерных системах. Возможно проведение работ по радиационной обработке сверхтвердых материалов (искусственных алмазов) с целью придания материалу новых эстетических свойств. Для сельского хозяйства очень перспективным может быть использование биоудобрений, произведенных на основе стерилизованного радиационным способом торфа.

Выполнение работ с организациями Министерства промышленности в интересах Министерства обороны Республики Беларусь: радиационная модификация микроэлектроники, радиотехнических и электротехнических изделий; проведение испытаний оптики для прицелов и приборов ночного видения.

Радиационные технологии, предлагаемые научным учреждением «ОИЭЯИ-Сосны» способствуют повышению качества производимой в республике продукции – получению новых важных потребительских свойств, значительному снижению потерь продукции при хранении и производстве, улучшению ее реализации, укреплению безопасности жизни людей и улучшению экологической обстановки.

В последние годы в различных отраслях экономики и социальной сферы (наука и образование) Республики Беларусь наблюдается растущий запрос на технологии радиационной обработки опытных образцов и промышленных партий продукции. Внедрение эффективных, экологически чистых и экономичных методов электронно-лучевой обработки приобретает все большее значение. Надежные технологические решения пользуются большим спросом в связи с растущими нормативными требованиями к безопасности и качеству продукции (стерильность, допустимые критерии приемлемости микробиологической чистоты, сроки годности, улучшенные свойства материалов).

В настоящее время рынок технологий радиационной обработки Беларуси испытывает дефицит современных мощностей. С целью решения данного вопроса прорабатывается возможность создания радиационно-технологического центра стерилизации и электронно-лучевой обработки на базе линейного ускорителя электронов в научном учреждении «ОИЭЯИ-Сосны» Национальной Академии наук Беларуси.



Рис. 20. Проект радиационно-технологического центра стерилизации и электронно-лучевой обработки

СОДЕРЖАНИЕ

Сорокин В.В. УСЛОВИЯ ПОДЖИГАНИЯ ГАЗА В ЗОНЕ ЛОКАЛИЗАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКА С ВВЭР1200 ПАССИВНЫМИ КАТАЛИТИЧЕСКИМИ РЕКОМБИНАТОРАМИ ВОДОРОДА	3
Жмура Г.М., Рубин И.Е., Бондарчук Д.В. ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОБЪЕМОВ РАО АКТИВАЦИОННОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ВВЭР-1200, С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МОНТЕ-КАРЛО КОДА И МЕТОДА ДЛИН РЕЛАКСАЦИИ	10
О.Б. Гурко, М.А. Козел, Л.Г. Лукашевич, И.А. Рымарчик ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОСОБО ВАЖНЫХ ЗОН НА ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКЕ	18
О.Б. Гурко, М.А.Козел. РЕАЛИЗАЦИЯ ДОГОВОРА О НЕРАСПРОСТРАНЕНИИ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ В БЕЛАРУСИ	22
Петровская А.С., Цыганов А.Б. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАБОЧИХ ПАРАМЕТРОВ ИОННО- ПЛАЗМЕННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ДЕЗАКТИВАЦИИ ЯЭУ	25
Кузьмина Н.Д., Горбачева Н.В., Слаута Д.А., Мороз И.О., Жемжуров А.М. ПРИМЕНЕНИЕ СИСТЕМНОГО ПОДХОДА ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ ПУНКТОВ ПРИ ПОВЕРХНОСТНОГО ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ	29
Uranchimeg Tsegmed, Yasushi Nagata, Nobuki Imano, Yuji Murakami, Daisuke Kawahara, Bilegsaikhan Batsuuri, Takuro Okumura, Undrakh Unenbat, Minjmaa Minjee LUNG CANCERS IN MONGOLIA UNDER IAEA TECHNICAL COOPERATION NATIONAL PROJECT MON6021	39
Курбанов Б.И. Данилова Е.А. ВОЗМОЖНОСТИ НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА В РАННЕЙ ДИАГНОСТИКЕ ЗАБОЛЕВАНИЙ	41
Дойникова А. В., Третинников Д. Л., Нагула П. К. РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОТВОДА ПРИ ПЛАНОВОМ РАСХОЛАЖИВАНИИ РЕАКТОРА С ОТКРЫТОЙ КРЫШКОЙ	42
Davaasuren BEGZSUREN NUCLEAR ANALYTICAL CAPABILITIES OF TESTING LABORATORIES IN MONGOLIA	43
Д.В. Лукьянова ИСТОЧНИКИ И ПУТИ ПОСТУПЛЕНИЯ ТРИТИЯ В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ	49
Плоце С.В., Маковская Н.А., Леонтьева Т.Г. ПОДХОДЫ К ОПРЕДЕЛЕНИЮ ТРИТИЯ В ЖИДКИХ И ОТВЕРЖДЕННЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДАХ	54
Коренькова О.Б. СОСТОЯНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ РУТЕНИЯ ПРИ ИХ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ С ПОЛИВАЛЕНТНЫМИ ГИДРОЛИЗУЮЩИМИСЯ КАТИОНАМИ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ	59
Сальникова И.А., Кузьмин А.В., Поволанский Э.И., Фатеев В.С. СТАНОВЛЕНИЕ, ЭВОЛЮЦИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В НАУЧНОМ УЧРЕЖДЕНИИ «ОИЭЯИ – СОСНЫ»	66

Научное издание

Международный круглый стол
«Ядерная энергетика, ее место в энергетическом балансе регионов. Подготовка молодых специалистов в области атомной энергетики, применение ядерных технологий в медицине»

Доклады
г. Минск, 26–27 мая 2026 г.

Ответственный за выпуск
докт. техн. наук *А.Г. Трифонов*

Редактор *Т.Г. Лисатович*

Компьютерная верстка,
дизайн и оформление оригинал-макета
Д.М. Максимович