



РАДОН
РОСАТОМ

Объединённый эколого-технологический
и научно-исследовательский центр по обезвреживанию
РАО и охране окружающей среды (ФГУП «РАДОН»)

ТРУДЫ

Второй международной научно-практической
конференции, посвященной 60-летию ФГУП «РАДОН»

**«ОХРАНА ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ
И ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ
НАУЧНО-ПРОМЫШЛЕННЫХ ЦЕНТРОВ.
ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯРОО»**

Сергиев Посад,
23-24 сентября 2020





РАДОН
РОСАТОМ

Объединённый эколого-технологический
и научно-исследовательский центр по обезвреживанию
РАО и охране окружающей среды (ФГУП «РАДОН»)

ТРУДЫ

Второй международной научно-практической
конференции, посвященной 60-летию ФГУП «РАДОН»

**«ОХРАНА ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ
И ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ
НАУЧНО-ПРОМЫШЛЕННЫХ ЦЕНТРОВ.
ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯРОО»**

Сергиев Посад,
23-24 сентября 2020



RADON
ROSATOM

United Ecological and Technological Research Centre for
Radioactive Waste Treatment and Environmental Protection,
Federal State Unitary Enterprise (RADON FSUE)

BOOK OF ABSTRACTS

II International Scientific and Practical Conference,
dedicated to the 60th anniversary of RADON FSUE

**«ENVIRONMENTAL PROTECTION AND RADIOACTIVE WASTE
MANAGEMENT OF SCIENTIFIC AND INDUSTRIAL CENTERS.
DECOMMISSIONING OF NUCLEAR AND RADIATION
HAZARDOUS FACILITIES»**

Sergiev Posad,
September 23-24, 2020



Охрана окружающей среды и обращение с радиоактивными отходами научно-промышленных центров: Труды Второй научно-практической конференции, 23-24 сентября 2020 г. /
Под общей редакцией профессора Е.А. Ваниной; М.: Изд-во «Полиграф», 2020 — 160 с: ил. 69, табл. 34.

ISBN 978-5-6045207-0-3

Рецензенты:

Баринов А.С., кандидат технических наук
Воронов С.И., доктор биологических наук, профессор

В сборнике трудов представлены основные результаты второй международной научно-практической конференции ФГУП «РАДОН» в области разработки и совершенствования способов переработки твердых и жидких радиоактивных отходов, реабилитации территорий, хранения радиоактивных отходов, обеспечения безопасности хранилищ радиоактивных отходов, радиологического мониторинга и контроля, вывода из эксплуатации. Сборник предназначен для специалистов в области обращения с радиоактивными отходами и охраны окружающей среды.

Редакционная коллегия:

Цейтин К.Ф., доктор технических наук, профессор,
Савкин А.Е., кандидат технических наук,
Ильин В.А., кандидат технических наук

Environmental protection and radioactive waste management of scientific and industrial centers. Decommissioning of nuclear and radiation hazardous facilities: II International Scientific and Practical Conference. Book of Abstracts, September 23-24, 2020 / Under general editorship of E.A. Vanina, Professor; M.: Polygraf Publishing, 2020 – 160 p: drawings. 69, tables. 34.

ISBN 978-5-6045207-0-3

Editors:

A.S. Barinov, PhD

S.I. Voronov, Doctor of Biological Science, Professor

The book of abstracts presents the main results of II International Scientific-Practical Conference of RADON FSUE, in the field of research and development of liquid and solid radioactive waste treatment, territories rehabilitation, radioactive waste storage, safety ensuring of radioactive waste storage facilities, radiological monitoring and control, decommissioning. The book of abstracts is intended for specialists in the field of radioactive waste management and environmental protection.

Editorial Board:

K.F. Tseytin, Doctor of Engineering Science, Professor,

A.E. Savkin, PhD,

V.A. Ilyin, PhD.

Содержание

<i>Ашрапов У.Т., Садилов И.И., Маликов Ш.Р., Аминжанов М., Нестеров В.П.</i> Радиационный мониторинг естественных радионуклидов на предприятиях нефтегазодобычи и упаковка для хранения радиоактивных отходов, содержащих естественные радионуклиды.	
<i>U. T. Ashrapov, I. I. Sadikov, Sh. R. Malikov, M. Aminzhanov, V. P. Nesterov</i> Radiation monitoring of natural radionuclides in oil and gas production enterprises and packaging for storage of radioactive waste containing natural radionuclides.	10
<i>Ашрапов У.Т., Садилов И.И., Маликов Ш.Р., Миндерлен Э.Р., Васидов А.</i> Реабилитация специальной вегетационной площадки института генетики и экспериментальной биологии растений.	
<i>U. T. Ashrapov, I. I. Sadikov, Sh. R. Malikov, E. R. Minderlen, A. Vasidov</i> Rehabilitation of special vegetation area of Institute of Experimental Plant and Biology.	16
<i>Барышев А.В., Александров В.В., Коновалов В.Ю., Нешта И.Н., Джамавов А.А., Дерябина Л.А.</i> Программное средство для автоматизации процедур ведения учета и контроля поступивших на захоронение радиоактивных отходов.	
<i>A. V. Barishev, V. V. Alexandrov, V. Y. Konovalov, I. N. Neshta, A. A. Dzhamavov, L. A. Deryabina</i> Software tool for automation of accounting and control procedures for solid radioactive waste received for disposal.	23
<i>Ведерникова М.В., Самойлов А.А., Шпиньков В.И.</i> О комплексе работ по выбору стратегии обращения с накопленными радиоактивными отходами ФГУП «Радон».	
<i>M. V. Vedernikova, A. A. Samoylov, V. I. Shpinkov</i> Selection of strategy for accumulated radioactive waste management based on long-term safety assessment for storage facilities of RADON FSUE.	27
<i>Горбачева Н.В., Н.Д. Кузьмина, Кулич Н.В., Яцко С.Н., Корчева Ю.А.</i> Вероятностная оценка долговременной безопасности приповерхностного пункта захоронения радиоактивных отходов.	
<i>N. Harbachova, N. Kuzmina, Kulich N., S. Yatsko, J. Korchova</i> Long-term probabilistic safety assessment of the near surface disposal facility for radioactive waste.	31
<i>Гордеев С.К., Пташкин А.Г., Светличный Ю.А., Цейтин К.Ф., Чистовский Ю.В.</i> Мониторинг радиоактивности в окружающей среде Московского региона.	
<i>S. K. Gordeev, A. G. Ptashkin, Y. A. Svetlichny, K. F. Tseytin, Y. V. Chistovsky</i> Monitoring of radioactivity in the environment of the Moscow Region.	36
<i>Данилов В.В.</i> Опыт постановки внешних барьеров безопасности на Сибирском химическом комбинате.	
<i>V. V. Danilov</i> Experience of safety external barriers creation at Siberian Chemical Combine.	42

- Доильницын В.А., Акатов А.А., Коряковский Ю.С.*
 Дезактивация металла при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов.
V.A. Doilnitsyn, A.A. Akatov, Yu.S. Koryakovskiy
 Metal decontamination during decommissioning of radiation hazardous facilities. 46
- Ильин В.А.*
 МАГАТЭ: Руководство по безопасности при выводе из эксплуатации медицинских, промышленных и исследовательских объектов.
Vadim A. Ilyin
 IAEA: Safety guide for medical, industrial and research facilities decommissioning. 51
- Ильина О.А.*
 Современные материалы на основе бентонитовой глины для создания и восстановления инженерных барьеров безопасности.
O.A. Ilyina
 Advanced bentonite clay based materials for construction and recovery of engineering safety barriers. 58
- Ильясов Д.Ф., Иванов А.Ю., Кузнецова Е.О., Овчинников И.Д., Будунова А.С.*
 Разработка информационно-аналитических систем для повышения эффективности деятельности в сфере обращения с РАО.
D. Ilyasov, A. Ivanov, E. Kuznetsova, I. Ovchinnikov, A. Budunova
 Development of information-analytical systems to improve efficiency of activities in the field of radioactive waste management. 62
- Капустин В.В., Варлакова Г.А., Варлаков А.П., Германов А.В., Жеребцов А.А., Петров В.Г., Калмыков С.Н.*
 Цементный компаунд как матрица для ВАО.
V.V. Kapustin, G.A. Varlakova, A.P. Varlakov, A.V. Germanov, A.A. Zherebtsov, V.G. Petrov, S. N. Kalmykov
 Cement compound as matrix for HLRW. 66
- Князев И.А.*
 Концепция развития плазменной технологии в ФГУП «РАДОН».
I.A. Knyazev
 Concept of development of plasma technology at RADON FSUE. 69
- Кокорев О.Н., Носков М.Д., Щипков А.А.*
 Применение системы гидродинамического мониторинга для обеспечения экологической безопасности пункта глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов.
O.N. Kokorev, M.D. Noskov, A.A. Shchipkov
 Application of the hydrodynamic monitoring system to ensure the environmental safety of the deep geological liquid radioactive waste facility. 74
- Кузьмина Н.Д., Жемжуров М.Л.*
 Проблемы обеспечения радиационной безопасности при долговременном централизованном хранении радиоактивных отходов в Республике Беларусь.
N.D. Kuzmina, M.L. Zhemzhurov
 Problems of radiation safety ensuring during long-term centralized storage of radioactive waste in the Republic of Belarus. 77

<p><i>Магомедбеков Э.П., Растунова И.Л.</i> Концепция обращения с тритийсодержащими водными отходами. <i>E.P. Magomedbekov, I.L. Rastunova</i> Concept of tritium-containing water waste treatment.</p>	81
<p><i>Милютин В.В., Некрасова Н.А., Каптакров В.О.</i> Современные сорбционные материалы для очистки жидких радиоактивных отходов от радионуклидов цезия и стронция. <i>V.V. Milyutin, N.A. Nekrasova, V.O. Kaptakov</i> Modern sorption materials for purification of liquid radioactive waste from cesium and strontium radionuclides.</p>	85
<p><i>Мартынов Д.Ю., Стрижников О.А.</i> Применение микроводорослей хлореллы в системах очистки сточных вод от токсичных и радиоактивных загрязнений. <i>D.Yu. Martynov, O.A. Strizhnikov</i> Application of chlorella microalgae in systems of wastewater treatment from toxic and radioactive contamination.</p>	89
<p><i>Маряхин М.А., Варлакова Г.А., Варлаков А.П., Германов А.В.</i> Технология очистки радиоактивно загрязненного грунта методом гидросепарации с реагентной обработкой выделенной фракции. <i>M.A. Mariakhin, G.A. Varlakova, A.P. Varlakov, A.V. Germanov</i> Technology of purification of radioactively contaminated soil by hydroseparation method with reagent treatment of the selected fraction.</p>	93
<p><i>Муратов О.Э.</i> Иммобилизация жидких тритийсодержащих отходов. <i>O.E. Muratov</i> Immobilization of liquid tritium-containing waste.</p>	96
<p><i>Неуважаев Г.Д., Григорьев Ф.В., Аракелян А.А.</i> Трехмерное моделирование геомиграции радионуклидов в районе расположения промплощадки ФГУП «РАДОН» для оценки долговременной безопасности пунктов хранения РАО. <i>Neuvazhaev G.D., Grigorev F.V., Arakelyan A. A.</i> 3D Modeling of radionuclides migration at RADON FSUE site for safety assessment of near surface storage facilities.</p>	100
<p><i>Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Слостенников Ю.Т., Суменко А.В.</i> Опытно-промышленное кондиционирование отработавших ионнообменных смол. <i>E.E. Ostashkina, A.E. Savkin, Yu.T. Slastennikov, A.V. Sumenko</i> Pilot-industrial conditioning of spent ion-exchange resins.</p>	104
<p><i>Романчук А.Ю., Ржевская А.В., Власова И.Э., Калмыков С.Н.</i> Определение форм нахождения радионуклидов для предсказания их миграционного поведения. <i>A.Yu. Romanchuk, A.V. Rzhevskaya, I.E. Vlasova, S.N. Kalmykov</i> Definition of radionuclides speciation for predicting of their migration behavior.</p>	108

Савкин А.Е.

Совершенствование технологии очистки кубовых остатков Кольской АЭС от радионуклидов с использованием сорбентов «Термоксид».

A.E. Savkin

Improving of cleaning technology for Kola NPP evaporator concentrate from radionuclides using «Thermoxide» sorbents.

111

Семенкова А.С., Лехов В.А., Крупская В.В., Романчук А.Ю., Калмыков С.Н.

Сорбционные и миграционные свойства глинистых минералов по отношению к различным радионуклидам.

A.S. Semenkova, V.A. Lekhov, V.V. Krupskaya, A.Yu. Romanchuk, S.N. Kalmykov

Sorption and migration properties of clay minerals in relation to various radionuclides.

115

Серебряков В.В., Мамонов А. В., Давыдов В. В., Разживин С. Г. Гордеев В. П.

Оценка эффективности переработки радиоактивных отходов на установке сжигания.

V.V. Serebryakov, A.V. Mamonov, V.V. Davydov, S.G. Razzhivin, V.P. Gordeev

Assessment of the efficiency of radioactive waste processing at the incineration plant.

120

Торопова В.В., Нагула П.К., Радкевич А.В., Зарубо А.М., Коренькова О.Б.

Переработка жидких радиоактивных отходов, образующихся при электролитно-плазменной дезактивации металлических поверхностей.

V.V. Toropova, P.K. Nagula, A.V. Radkevich, A.M. Zaruba, O.B. Korenkova

Treatment of liquid radioactive waste producing in the result of metal surfaces decontamination by electrolyte-plasma processing.

124

Тюпина Е.А., Крупская В.В.

Применение бентонита в качестве буферного материала в хранилищах РАО.

E.A. Tyupina, V.V. Krupskaya

Application of bentonite as a buffer material at radioactive waste repositories.

129

Фролова Т.Н., Поникаровских Д.В., Матвеев А.Н., Ейбогина А.А.

Оценка нормируемых показателей качества водных (технологических) сред водо-водяных реакторов транспортных ядерных энергетических установок. Уменьшение образования жидких радиоактивных отходов.

T.N. Frolova, D.V. Ponikarovskih, A.N. Matveev, A.A. Eybogina

Characterization of standardized quality indicators of water (technological) mediums of water-cooled nuclear reactors. Decrease of liquid radioactive waste formation.

133

Шайдуллин С.М., Козлов П.В., Ремизов М.Б., Мелентьев А.Б., Вербицкий К.В., Бендасов Д.И.

Разработка малогабаритного плавителя с донным сливом на боросиликатном стекле в рамках создания на ФГУП «ПО МАЯК» нового комплекса остекловывания ВАО.

S.M. Shaidullin, P.V. Kozlov, M.B. Remizov, A.B. Melentyev, K.V. Verbitsky

Development of a small-size melter with a bottom drain for borosilicate glass as part of the creation of a new HLW vitrification complex at PA MAYAK FSUE.

137

- Юрченко А.Ю., Николаев А.Н., Баринов А.С.*
 Мобильная установка для электрохимической дезактивации металлических поверхностей.
A.Yu. Yurchenko, A.N. Nikolaev, A.S. Barinov
 Mobile facility for electro-chemical decontamination of metal surfaces. 141
- Arthur S. DiGiovine, Bob Manseill, Per Lidar.*
 Studsvik's Advanced Innovations for Environmentally Safe and Efficient Waste Treatment Technologies for Decommissioning.
ДиДжиовини Артур, Мансейл Боб, Лидар Пэр
 Передовые инновационные технологии Studsvik для экологически безопасного и эффективного обращения с радиоактивными отходами при выводе из эксплуатации. 145
- Jean-Michel Boniface*
 CIRES, an optimized route for radioactive waste produced by decommissioning of nuclear facilities.
Бонифас Ж-М
 Оптимизация схемы обращения с РАО, образующимися при выводе из эксплуатации, в ПЗРО Cires. 149
- Hellenberg Timo.*
 Finnish experiences in securing nuclear and radiation hazardous facilities during exceptional situations: case 2005 flooding at the Gulf of Finland.
Тимо Хелленберг
 Опыт Финляндии в обеспечении безопасности ядерных и радиационно-опасных объектов в исключительных ситуациях: случай наводнения 2005 года в Финском Заливе. 153

Радиационный мониторинг естественных радионуклидов на предприятиях нефтегазодобычи и упаковка для хранения радиоактивных отходов, содержащих естественные радионуклиды

Ашрапов У.Т.¹, Садилов И.И.¹, Маликов Ш.Р.¹, Аминжанов М.¹, Нестеров В.П.²

¹ – Институт ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан

e-mail: ashrapov@inp.uz

² – АО «НИИТФА», г. Москва, Россия

e-mail: VPNesterov@niitfa.ru

Аннотация. В работе представлены результаты радиационного мониторинга естественных радионуклидов на объектах предприятия нефтегазодобычи ООО «Газлинефтегаздобыча» (г. Газли, Республика Узбекистан) и СП ООО «Uz-Kor Gas Chemical», «Устюртский Газохимический Комбинат» (пос. Акшалак, Каракалпакстан). Рассмотрено негативное влияние естественных радионуклидов на работу радиоизотопного уровнемера. Разработан метод калибровки радиоизотопного уровнемера при наличии в составе газоконденсата естественных радионуклидов. Разработана конструкция упаковки особого вида для хранения радиоактивных отходов, содержащих естественные радионуклиды.

Ключевые слова: естественные радионуклиды, радиационный мониторинг, мощность дозы гамма-излучения, радиоактивные отходы, калибровка радиоизотопного уровнемера, упаковочный контейнер особого вида.

Radiation monitoring of natural radionuclides in oil and gas production enterprises and packaging for storage of radioactive waste containing natural radionuclides

U.T. Ashrapov¹, I.I. Sadikov¹, Sh.R. Malikov, M. Aminzhanov¹, V.P. Nesterov²

¹ – The Institute of Nuclear Physics of Academy of Sciences of the Republic Uzbekistan

e-mail: ashrapov@inp.uz

² – JSC NIITFA, Moscow, Russia

e-mail: VPNesterov@niitfa.ru

Abstract. The paper presents the results of radiation monitoring of natural radionuclides at the facilities of the oil and gas production company LLC Gazlineftegazdobycha (Gazli town, Uzbekistan) and joint venture LLC Uz-Kor Gas Chemical, Ustyurt Gas Chemical Plant (settlement Akshalak, Karakalpakstan). Negative effect of natural radionuclides on the operation of radioisotope level gauge is considered. The method for calibrating a radioisotope level gauge in the presence of natural radionuclides in gas condensate was developed. Design of a special type of packaging for storing radioactive waste containing natural radionuclides is described.

Keywords: natural radionuclides, radiation monitoring, gamma dose rate, radioactive waste, calibration of radioisotope level gauge, special packaging container.

Введение

На предприятиях нефтегазодобычи в результате добычи, хранения и транспортировки нефти и газа из недр земли извлекаются естественные радионуклиды радиоактивного семейства урана (^{238}U), радия (^{226}Ra), тория (^{232}Th) и актиния (^{235}Ac), которые являются радиоактивными загрязнителями окружающей среды [1,2]. Основным источником радиоактивного загрязнения нефтегазопромыслов естественными радионуклидами являются пластовые воды с радионуклидом ^{226}Ra [3]. В пластовых водах концентрация радионуклида ^{226}Ra и продуктов его распада может превышать фоновые значения в 100-1000 раз [4]. После длительной откачки нефти и газа на внутренней поверхности технологических труб в большом количестве накапливаются соли радия в форме отложений (осадков) радиобаритов $\text{Ba}^{226}\text{RaSO}_4$ [5].

В настоящее время актуальным является обеспечение радиационного контроля предприятий нефтегазодобычи и проведение радиационного мониторинга предприятий нефтегазодобычи, т.к. особую радиационную опасность при нефтегазодобычи представляют ремонт и профилактические работы на предприятиях по первичной подготовке нефти и газа при вскрытии различного оборудования, так как в этом случае персонал непосредственно контактирует с поверхностями оборудования, загрязненного альфа- и бета-излучающими естественными радионуклидами [6].

В ИЯФ АН РУз были проведены исследования по радиационному мониторингу объектов нефтегазодобычи предприятий ООО «Газлинефтегаздобыча» и СП ООО «Uz-Kor Gas Chemical», «Устюртский Газохимический Комбинат», изучено негативное влияние естественных радионуклидов на работу радиоизотопных уровнемеров при измерении уровня порошкообразного продукта газоконденсата в закрытых емкостях и разработан метод калибровки радиоизотопного уровнемера при наличии в составе порошкообразного продукта газоконденсата естественных радионуклидов.

В АО «НИИТФА» были проведены исследования по долговременному хранению радиоактивных отходов, содержащих естественные радионуклиды и источников ионизирующего излучения на основе Ra-226.

Методики и оборудование

Для радиационного мониторинга естественных радионуклидов были использованы дозиметрический прибор IdentiFINDER Termo (Thermo Fisher Scientific, Inc., США), поисковые дозиметры РМ 1701МО-2, РМ 1703М (НТЦ «Эксперт» Республика Беларусь) с измерением мощности экспозиционной дозы (МЭД) гамма-излучения на расстоянии 0 м (вплотную) и на расстоянии 1 м от исследуемых объектов.

Спектрометрический анализ исследуемых образцов, полученных из объектов нефтегазодобывающих предприятий: пластовые воды, почва, твердые осадки и «мазки» с поверхностей технологического оборудования, конечные продукты нефтегазопереработки (нефть, газоконденсат), конечные продукты газопереработки (полипропилен, этилен), промежуточные продукты газопереработки (порошкообразный продукт газоконденсата) были проведены в радиологической испытательной лаборатории на гамма-бета спектрометре «РАДЭК» МКГБ-01 (Россия) и HPGE детекторе с анализатором DSA-1000 и обработкой гамма-спектров по программе Genie 2000 (Canberra Industries, Inc., США).

При дозиметрическом контроле МЭД гамма-излучения естественных радионуклидов на поверхностях технологических емкостей с порошкообразным продуктом газоконденсата был использован дозиметрический прибор IdentiFINDER Termo (Thermo Fisher Scientific, Inc., США) и дозиметр ДКС-04 для индивидуального дозиметрического контроля.

Результаты радиационного мониторинга и их обсуждение

Результаты радиационного мониторинга объектов и скважин ООО «Газлинефтегаздобыча» показали, что на территории объектов нефтегазодобычи и в газоперерабатывающих комплексах МЭД гамма-излучения находится на уровне естественного фона (0,07 мкЗв/час). Однако на некоторых объектах предприятия нефтегазодобычи (технологическое оборудование по переработке газоконденсата, отходы газоконденсата, сливные шахты пластовых вод, металлические отходы) МЭД гамма-излучения многократно превышает уровень естественного фона гамма-излучения (0,07 мкЗв/час), так, на шаровом кране (пункт переработки газа Кульбешкек) наблюдается превышение естественного фона более чем в 250 раз (Таблица 1).

Таблица 1

Результаты радиационного мониторинга объектов нефтегазодобычи и технологического оборудования ООО «Газлинефтегаздобыча»

Название исследуемого объекта	Место измерения МЭД гамма-излучения	МЭД на поверхности
Газоперерабатывающий комплекс (ГПК) «Учкир»	Металлолом	1,50
-//-	Газораспределительная линия №1, №2, №5	2,50
-//-	Недействующая труба технологической нитки №2	2,20
Скважина «Янгиказган»	Металлолом	1,20
ГПК «Даяхатин»	Ресивер В-201	7,50
-//-	Вывехриватель	7,38
-//-	Емкости Е-1, Е-2, Е-3	7,32
-//-	Теплообменник Т-101, Т-102	2,00
Пункт переработки газа «Кульбешкек»	Отходы газоконденсата газозаправочной станции	0,82
-//-	Шаровой кран	18,0
-//-	Труба газовая №2	2,75
Цех по переработке нефти «Муллахол»	Металлолом	2,65
-//-	Емкость, НЗП-2	1,31
Скважина нефти №374	Грунт вокруг скважины	1,47

В таблице 2 даны результаты гамма-спектрометрического анализа исследуемых образцов объектов ООО «Газлинефтегаздобыча».

Таблица 2

Результаты гамма-спектрометрического анализа исследуемых образцов

Наименование исследуемого образца	Удельная активность радионуклида, Бк/кг	
	²²⁶ Ra	²³² Th
Твердый осадок (недействующая труба газоконденсата №2 ГПК «Учкир»)	43492,5±410	19515,6±1870
Грунт (слив пластовых вод ГПК «Учкир»)	5331,3±525	2452,7±230
Мазок (металлолом скважины «Янгиказган»)	17923,4±1625	4984,6±420
Пластовая вода (сепаратор С-101)	292,7±150	0
Нефть (нефтеналивная эстакада «Амирабад»)	0	0
Газоконденсат (газоналившая эстакада «Амирабад»)	0	0

Из таблицы 2 видно, что в конечных продуктах (нефть, газоконденсат) радионуклиды полностью отсутствуют, в то время как в некоторых исследуемых образцах удельная активность радионуклида ²²⁶Ra превышает санитарные нормы минимально значимой удельной активности радионуклида ²²⁶Ra в 4 раза [7].

Результаты исследований по радиационному мониторингу ООО «Газлинефтегаздобыча» показали, что естественные радионуклиды радий-226, торий-232 и их дочерние продукты распада в основном накапливаются в виде солевых отложений на внутренних поверхностях закрытого технологического оборудования по сбору, фильтрации, концентрирования, переработки продукции (нефть и газоконденсат), металлоломе, сливе пластовых вод и на линиях трубопроводов неочищенного газоконденсата.

В таблице 3 даны результаты радиационного мониторинга объектов и технологического оборудования предприятия нефтегазодобычи СП ООО «Uz-Kor Gas Chemical», «Устюртский Газохимический Комбинат».

Таблица 3

**Результаты радиационного мониторинга объектов и технологических оборудований
СП ООО «Uz-Kor Gas Chemical»**

Название исследуемого объекта	Место измерения МЭД гамма-излучения	МЭД на поверхности, мкЗв/ч	МЭД на расстоянии 1,0 м от поверхности, мкЗв/ч
Цех по производству этилена	Теплообменник E-2622	169	21,8
-//-	Клапан FV-26062	13,5	2,85
-//-	Клапан FV-26007	18	2,8
-//-	Фильтр F-27062	13,3	3,29
-//-	Сферический резервуар этилена	0,9	0,06
Цех по производству полипропилена	Фильтр F-5201B	47	4,96
-//-	Фильтр F-5201A	64	5,6
-//-	Скруббер рециркуляционного пропилена P 5501	27,5	7,5
-//-	Сферический резервуар полипропилена	0,8	0,05
-//-	Газофазный реактор	9	1,2
Промысел «Урга»	Блок входных ниток	1,17	0,79
-//-	Вход газа	1,49	0,45
-//-	Выход газа	1,27	0,2
-//-	Выход воды после очистки газа	0,6	0,2
Промысел «Сургуль»	Установка отделения пластовых вод	0,06	0,04
Промысел «Бердах»	Буферная емкость 2 1/3	0,2	0,04
	Сепаратор C-101/111	0,37	0,07

Как видно из таблицы 3, на поверхности скруббера рециркуляционного пропилена наблюдается превышение уровня естественного фона МЭД гамма-излучения (0,07 мкЗв/час) более чем в 390 раз, а на теплообменнике E-2622 наблюдается повышение уровня естественного фона МЭД гамма-излучения более чем в 2400 раз.

Спектрометрический анализ исследуемых образцов СП ООО «Uz-Kor Gas Chemical», «Устьюртский Газохимический Комбинат» показал, что в основном имеется загрязнение радионуклидом ^{226}Ra и его дочерними продуктами распада ^{214}Bi , ^{214}Pb , ^{228}Ac , которые накапливаются в жидком газоконденсате, порошкообразном продукте газоконденсата и в пластовых водах (таблица 4).

Таблица 4

**Результаты радиационного мониторинга объектов и технологических оборудований
СП ООО «Uz-Kor Gas Chemical»**

Наименование образца	Удельная активность радионуклида, Бк/кг			
	^{226}Ra	^{214}Pb	^{214}Bi	^{228}Ac
Газоконденсат из сепаратора	—	10±3	12±1	—
Порошкообразный продукт газоконденсата	—	20±4	25±5	28±8
Пластовая вода из сепаратора	162±40	30±5	35±6	32±9
Пластовая вода из буферной емкости	153±42	33±5	52±8	28±8

Из таблицы 4 видно, что в конечных продуктах газоконденсата (гранулы пропилена и этилена) естественные радионуклиды ^{226}Ra , ^{214}Bi , ^{214}Pb , ^{228}Ac полностью отсутствуют, в то время как в жидком газоконденсате и порошкообразном продукте переработки газоконденсата содержатся радионуклид ^{226}Ra и его дочерние продукты

деления — радионуклиды ^{214}Bi , ^{214}Pb , ^{228}Ac с общей удельной активностью 37-40 Бк/кг, а также в пластовых водах удельная активность радионуклида ^{226}Ra составляет 162 Бк/кг. Таким образом, в порошкообразном сыпучем продукте газоконденсата предприятия СП ООО «Uz-Kor Gas Chemical», «Устюртский Газохимический Комбинат» содержатся естественные радионуклиды и их дочерние продукты деления, удельные активности которых не превышают санитарные нормы минимально значимой удельной активности естественных радионуклидов [7].

Разработка метода калибровки радиоизотопного плотномера при наличие естественных радионуклидов в составе газоконденсата

Спектрометрический анализ проб, полученных из газоконденсата промыслов Урга и Сургуль, показал, что в жидком пропиленовом газе содержатся примеси короткоживущих радионуклидов Свинец-214, Висмут-214, Актиний-228 с общей удельной концентрацией 37-40 Бк/кг. Дочерние естественные радионуклиды ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{228}Ac имеют короткие периоды полураспада (^{214}Bi – $T_{1/2}=19,8$ мин, ^{214}Pb – $T_{1/2}=26,8$ мин, ^{228}Ac – $T_{1/2}=6,13$ час), однако, находясь в составе жидкого газоконденсата и порошкообразного сыпучего промежуточного продукта газоконденсата в условиях постоянного накопления в технологических емкостях, естественные радионуклиды ^{214}Bi , ^{214}Pb , ^{228}Ac многократно увеличивают фоновое гамма-излучение и гамма-излучение источника ионизирующего излучения Цезий-137 блока гамма-источника радиоизотопного уровнемера (Berthold technologies, Германия). В результате, в электронной щитовой радиоизотопного уровнемера происходит увеличение или уменьшение выходного аналогового сигнального тока в разьемах 0-5,0 мА, 4,0-20,0 мА и ошибки в измерении уровня порошкообразного сыпучего продукта [8].

Для исключения влияния гамма-излучения естественных радионуклидов на гамма-излучение источника ионизирующего излучения Цезия-137 блока гамма-источника радиоизотопного уровнемера был разработан новый метод калибровки радиоизотопного уровнемера. С этой целью в радиоизотопном уровнемере на поверхности корпуса блока детектирования был установлен свинцовый экран толщиной 0,9 мм, который полностью поглощает гамма-излучение естественных радионуклидов, в то время как гамма-излучение источника ионизирующего излучения Цезий-137 проходит через свинцовый экран и регистрируется блоком детектирования.

Таким образом, при использовании свинцового экрана на поверхности блока детектирования было достигнута точная калибровка радиоизотопного уровнемера и обеспечена безошибочная работа радиоизотопного уровнемера с точным измерением уровня сыпучего порошкообразного продукта газоконденсата в закрытой технологической емкости в режиме реального времени.

Упаковка особого вида для долговременного хранения радиоактивных отходов, содержащих естественные радионуклиды

Долговременное хранение радиоактивных отходов, полученных при дезактивации поверхностей технологического оборудования, загрязненных естественными радионуклидами, и утилизированных отработавших срок службы источников ионизирующего излучения Ra-226, которые были ранее использованы в ядерной медицине (генераторы Rn-222) и ядерной геофизике (эталонные источники гамма-излучения на основе Ra-226), является актуальной задачей. Основной проблемой долговременного хранения радиоактивных отходов, содержащих естественные радионуклиды, является защита от поступления в атмосферу радиотоксичных продуктов распада радионуклида Ra-226. В процессе распада радионуклида Ra-226 с периодом полураспада 1600 лет, образуется радионуклид Rn-222 ($T_{1/2}=3,84$ дня) и 8 короткоживущих радионуклидов (^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi , ^{214}Po , ^{210}Pb , ^{210}Bi , ^{210}Po , ^{206}Pb).

В работе [9] показано, что в источниках ионизирующего излучения на основе Ra-226 с активностью 100 ГБк со временем резко увеличивается давление внутри капсулы до 137,5 МПа и в результате нарушается его герметичность.

В ФГУП «РАДОН» совместно с АО «НИИТФА» была разработана специальная упаковка (контейнер) особого вида для длительного хранения радиоактивных отходов, содержащих естественные радионуклиды, и отработавших срок службы утилизированных источников ионизирующего излучения на основе Ra-226.

В упаковке особого вида были использованы специальные материалы для обеспечения уменьшения скорости диффузии продуктов распада радионуклида Ra-226, в том числе радионуклида Rn-222 через матрицу и стенки

контейнера до такой величины, что время эманации радионуклида Rn-222 становится больше, чем 3,84 дня, т.е. больше чем период полураспада радионуклида Rn-222. Специальная упаковка была изготовлена на основе 100- и 200-литровых металлических бочек, которые содержат дополнительные сорбционные инертные материалы. В качестве инертного материала был использован природный бентонит (глинистый материал), имеющий свойство разбухать при гидратации в 14-16 раз, а при ограниченном пространстве для свободного разбухания в присутствии воды образующий плотный гель, который препятствует дальнейшему проникновению влаги и способствует сорбции естественных радионуклидов.

В контейнере специальной упаковки (рис. 1) толщина бентонита составляет 8 см, толщина битума — 2 см. В качестве матрицы используется цементный раствор с бентонитом. Контейнер с радионуклидом Ra-226 упаковывается в чехол из губчатой резины, имеющий сорбционные свойства удерживания радионуклида Rn-222 в десятки раз больше, чем у воды. Сертифицированная упаковка типа «А» была использована для длительного хранения твердых радиоактивных отходов, содержащих естественные радионуклиды, на предприятиях РосРАО России и в пунктах захоронения радиоактивных отходов в Республике Кыргызстан и Республике Таджикистан по проектам, финансируемым МАГАТЭ [10].

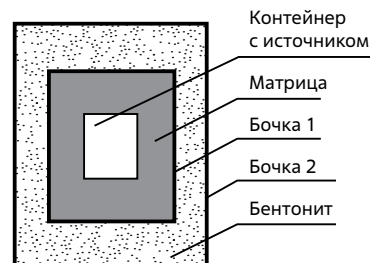


Рис. 1 – Конструкция упаковки особого типа

Заключение

Результаты радиационного мониторинга предприятий нефтегазодобычи показали, что на объектах нефтегазодобычи с целью минимизации экологических рисков и обеспечения радиоэкологической безопасности необходимо проводить посезонный системный радиационный мониторинг естественных радионуклидов.

Разработанный метод калибровки радиоизотопного уровнемера обеспечивает в закрытых емкостях точное измерение уровня порошкообразного продукта газоконденсата при наличии в их составе естественных радионуклидов.

Упаковка особого вида позволяет обеспечить длительное хранение радиоактивных отходов, содержащих естественные радионуклиды и утилизированные отработавшие срок службы источники ионизирующего излучения на основе радионуклида Ra-226.

Список литературы

1. Манахов Д.В., Егорова З.Н. Формы нахождения Радия-226 в подзолах северо-востока острова Сахалин в зоне влияния нефтедобывающего предприятия. Почвоведение. 2014. №6. С. 744-749.
2. Горбачев Д.О. Обоснование требований по обеспечению радиационной безопасности на предприятиях нефтегазового комплекса. Вестник СамГУ. Биология. 2006. №9 (49). С. 128-137.
3. Мустафин С.К., Трифанов А.Н. Радиационный контроль и мониторинг процесса нефтегазодобычи как инструменты управления экологическими рисками предприятий. Материалы XII Международной научно-практической конференции «Безопасность жизнедеятельности предприятий в промышленно развитых регионах». 22-23 ноября 2017 г. Кемерово. Россия. С. 317-320.
4. Титаева Н.А. Ядерная геохимия. Москва. МГУ. 2000. 336 с.
5. Кащавцев В.Е., Мищенко И.Т. Солеобразование при добыче нефти. Москва. 2004. 432 с.
6. Нозик М.Л. Научно-методические основы обеспечения радиоэкологической безопасности на предприятиях нефтегазового комплекса. Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата геолого-минералогических наук. Москва. ФГУП «ВИМС». 2010. С. 8.
7. СанПиН №0193-06. Нормы радиационной безопасности и основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. Ташкент. 2006. С. 29-30.
8. Аминжонов М., Ибраимов И.У., Ашрапов У.Т., Садилов И.И. Радиоизотопный сигнализатор-индикатор уровня нефтяного кокса. Вопросы атомной науки и техники. Вып. 77. АО «НИИТФА». 2017. С.70-78.
9. M.I. Ojovan. Effect of gas generation in matrices containing Ra-226 sources. Materials Research Society. Symp. Proc. vol. 757. 2003. pp. 113.13.1-113.13.6.
10. Техническое решение N01-09/1880 от 14.04.2006 по размещению на длительное хранение источников на основе ²²⁶Ra в пунктах захоронения радиоактивных отходов. Отчет ФГУП В/О «Изотоп» по контракту с МАГАТЭ. 2006. — 2с.

Реабилитация специальной вегетационной площадки института генетики и экспериментальной биологии растений

Ашрапов У.Т., Садилов И.И., Маликов Ш.Р., Миндерлен Э.Р., Васидов А.

Институт ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан

e-mail:ashrapov@inp.uz

Аннотация. В работе представлены результаты реабилитации специальной вегетационной площадки Института генетики и экспериментальной биологии растений Академии наук Республики Узбекистан. Проведены работы по радиационному мониторингу радионуклидов, выемке радиоактивного грунта, спектрометрическому анализу грунта, сбору, упаковке, маркировке, транспортировке и захоронению твердых радиоактивных отходов на приповерхностном хранилище радиоактивных отходов в Республиканском пункте захоронения радиоактивных отходов.

Ключевые слова: радиационный мониторинг, дозиметрический контроль, радиоактивное загрязнение, мощность дозы, радионуклиды, твердые радиоактивные отходы, дезактивация.

Rehabilitation of special vegetation area of Institute of Experimental Plant and Biology

U.T. Ashrapov, I.I. Sadikov, Sh.R. Malikov., E.R. Minderlen, A. Vasidov

Institute of Nuclear Physics Academy of Sciences of the Republic Uzbekistan

e-mail:ashrapov@inp.uz

Abstract. The paper presents the results of the rehabilitation of the territory of special vegetative areas of the Institute of Genetics and Experimental Plant Biology of the Academy of Sciences of the Republic of Uzbekistan. Works on radiation monitoring of radionuclides, excavation, spectrometric analysis of the soil, collection, packaging, labeling, transportation and disposal of solid radioactive waste at the surface storage of radioactive waste in the Republican radioactive waste disposal facility were carried out.

Keywords: radiating monitoring, dosimetric control, radioactive contamination, dose rate, radionuclides, background gamma radiation, solid radioactive waste, deactivation.

Введение

Специальная вегетационная площадка (СВП) и Лаборатория искусственного климата (ЛИК) Института генетики и экспериментальной биологии растений Академии наук Республики Узбекистан (ИГЭБР АН РУз) расположена в 2 км от города Ташкент. Территория СВП ИГЭБР АН РУз с общей площадью 0,63 га, имеющая лизиметры опытных деленок и лабораторные помещения, была загрязнена радионуклидами.

Во исполнение постановления Кабинета Министров Республики Узбекистан «О мерах по оздоровлению радиационно-экологической ситуации на территории специальной вегетационной площадки ИГЭБР АН РУз» [1] для реабилитации СВП и ЛИК были привлечены сотрудники ИЯФ АН РУз, имеющие большой опыт по утилизации и захоронению истекших срок службы источников ионизирующего излучения (ИИИ) и несанкционированных ИИИ. Так, в 2016 году сотрудниками ИЯФ АН РУз совместно со специалистами АО «НИИТФА» и МФ «Радий» (г. Москва, Россия) были проведены работы по изъятию из гамма-установок «РХМ-У-20» и «Исследователь» АО «Фотон» (г. Ташкент) высокоактивных источников ГИК-7-2 в количестве 96 штук, их утилизация и захоронение в ГП РПЗРО [2].

Для реабилитации СВП и ЛИК ИГЭБР АН РУз были проведены комплексные работы:

- строительство на территории Государственного предприятия «Республиканский пункт захоронения радиоактивных отходов (ГП РПЗРО) специального приповерхностного хранилища радиоактивных отходов для захоронения твердых радиоактивных отходов СВП и ЛИК ИГЭБР АН РУз;
- радиационный мониторинг территории СВП и помещений ЛИК, выявление участков «чистые зоны» и «загрязненные зоны» и их маркирование;
- вырубка насаждений, выкорчевка пней деревьев, выемка из «загрязненных зон» грунтов, содержащих радионуклиды, размещение их в упаковки и маркировка;
- транспортировка упаковок твердых радиоактивных отходов из ИГЭБР АН РУз в ГП РПЗРО на спец. автомашинах и их захоронение в специальном приповерхностном хранилище радиоактивных отходов;
- дезактивация помещений и оборудования ЛИК, утилизация и захоронение в ГП РПЗРО отработавших срок службы источников ионизирующего излучения и оборудования с неснимаемым поверхностным загрязнением;
- радиационный мониторинг естественного радионуклидов и радона-222 в воздухе помещений ЛИК.

Методики и оборудование

Радиационный мониторинг радионуклидов был проведен дозиметрическими приборами – сцинтилляционным геологоразведочным радиометром СРП-68-01, дозиметрическим прибором Identi finder Termo (Thermo Fisher Scientific, Inc., США), поисковыми дозиметрами РМ 1701МО-2 и РМ 1703М (НТЦ «Эксперт» Республика Беларусь), счетчиком Гейгера Mini Rad 1000 (Mini Instruments Ltd., Великобритания), при помощи которых были измерены мощности экспозиционной дозы гамма-излучения (МЭД) на расстоянии вплотную (0 м) от исследуемых объектов.

Спектрометрический анализ загрязненных радионуклидами образцов (зола, грунт, сухие и мокрые «мазки» с поверхности исследуемых объектов) был проведен в радиологической испытательной лаборатории на гамма-бета спектрометре «РАДЭК» МКГБ-01 (Россия) и HPGE детекторе с анализатором DSA-1000 и обработкой гамма-спектров по программе Genie 2000 (Canberra Industries, Inc., США).

Для дезактивации помещений и оборудования ЛИК ИГЭБР АН РУз были использованы моющие растворы (водный раствор с 5% кальцинированной соды и 0,1% марганцевокислого калия; водный раствор с 0,2% азотной кислоты, 0,3% щавелевой кислоты и 0,2% фтористого натрия).

Радиационный мониторинг естественного радионуклида радон-222 в помещениях ЛИК ИГЭБР АН РУз был проведен радон монитором PRM-145 (Словения) [3], регистрирующим общую α -активность радионуклида Rn-222 и его короткоживущих продуктов распада ^{218}Po и ^{214}Po при электростатическом осаждении дочерних продуктов распада радона-222 в измерительной камере на поверхность полупроводникового детектора. Радон монитор имеет несколько десятков сцинтилляционных ячеек, где после отбора пробы воздуха из исследуемых помещений регистрируется сцинтилляция α -частиц ^{218}Po с определением объемной активности радионуклида радон-222 с погрешностью измерений $\pm 20\%$.

Результаты и их обсуждение

На первом этапе реабилитации были проведены работы по вырубке и зачистке от кустарников, камыша, деревьев территории СВП специальной техникой (грейдер, экскаватор-погрузчик, трактор, автокран). После дозиметрического контроля вырубленные деревья, кустарники, камыши были вывезены за территорию СВП и сожжены в специально вырытой яме. Спектрометрический анализ показал отсутствие в образцах золы радионуклидов.

Радиационный мониторинг радионуклидов на территории СВП был проведен на 1742 точка дозиметрического контроля гамма-излучения МЭД.

На основании результатов радиационного мониторинга территория СВП была разделена на «чистые зоны», где наблюдается фоновое гамма-излучение с МЭД=0,14 мкЗв/час и «загрязненные зоны» до МЭД=77,2 мкЗв/час.

«Загрязненные зоны» и «чистые зоны» были разделены методом оконтуривания с порошкообразной белой известью, отгорожены предупредительными красными лентами, установлены знаки радиационной опасности и до границ «загрязненных зон» были разложены двухслойные полиэтиленовые пленки.

Для дезактивации спец. техники был изготовлен специальный бассейн глубиной 1 м, который был застелен двухслойной полиэтиленовой пленкой. Перед каждым выездом с территории СВП спец. техника была дезактивирована моющими растворами и водой.

На рис. 1 показана схема участков территории СВП ИГЭБР АН РУз «загрязненные зоны» и «чистые зоны».

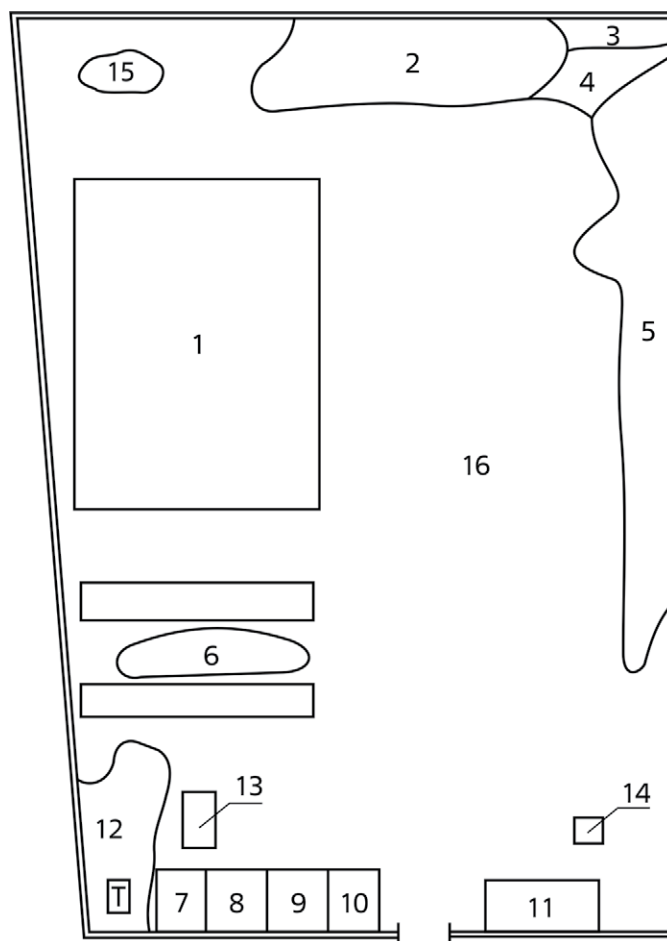


Рис. 1. Схема участков территории СВП ИГЭБР АН РУз «загрязненные зоны» и «чистые зоны»:

- 1 – лизиметры; 2 – площадь вдоль периметра (1); 3 – угол периметра (1); 4 – площадь вдоль периметра (2); 5 – площадь вдоль периметра (3); 6 – зона между траншеями; 7 – помещение №1; 8 – помещение №2; 9 – помещение №3; 10 – помещение №4; 11 – помещение №5; 12 – угол периметра (2); 13 – грязная зона (1); 14 – грязная зона (2); 15 – грязная зона (3); 16 – чистая зона; Т – домик.



В таблице 1 даны результаты дозиметрического контроля МЭД «загрязненные зоны» и «чистые зоны».

Таблица 1

Результаты дозиметрического контроля территории СВП

№	Название зоны	Площадь, кв. м	МЭД γ -излучения, мкЗв/час
1	Лизиметры с делянками в кол. 88 штук (1м×1 м)	350	1,4÷77,2
2	Площадь вдоль периметра (1)	200	1,5÷5,5
3	Угол периметра (1)	35	1,3
4	Площадь вдоль периметра (2)	45	1,4
5	Площадь вдоль периметра (3)	250	0,4÷2
6	Зона между траншеями	80	1,5
7	Помещение №1	16	0,17
8	Помещение №2	16	0,18
9	Помещение №3	16	0,25
10	Помещение №4	16	3,2÷6,1
11	Помещение №5	5	0,18
12	Угол периметра (2)	120	5,5
13	Грязная зона (1)	8	4,1
14	Грязная зона (2)	4	3,8
15	Грязная зона (3)	4	4,8
16	Чистая зона	5133	0,14
Г	Домик	2	0,23

Как показано в таблице 1, наибольшее загрязнение радионуклидами наблюдается на лизиметрах с делянками, где МЭД=77,2 мкЗв/час, который превышает фоновое гамма-излучение более чем в 550 раз. На «чистых зонах» (№7, №8, №11, №16) фоновое гамма-излучение составляет МЭД= 0,14÷0,18 мкЗв/час.

На втором этапе реабилитации территории СВП были проведены работы по выемке загрязненной почвы из «загрязненных зон», дозиметрическому контролю МЭД гамма-излучения и спектрометрическому анализу исследуемых образцов.

Результаты спектрометрического анализа образцов грунта из лизиметров с делянками показали, что в них содержание долгоживущих радионуклидов Цезий-137, Стронций-90 и Кобальт-60 многократно превышает допустимые санитарные нормы минимальной значимой удельной активности радионуклидов на рабочем месте (таблица 2).

Таблица 2

Результаты спектрометрического анализа исследуемых образцов грунта

Радионуклид	Период полураспада	Максимальная удельная активность радионуклида в исследуемом образце, Бк/кг	Минимально значимая удельная активность радионуклида на рабочем месте, Бк/кг
Cs-137	30,2 лет	88 740	10 000
Sr-90	28,8 лет	1 461	100 000
Co-60	5,3 года	872	10 000

Как видно из таблицы 2, загрязненные грунты содержат долгоживущие радионуклиды Cs-137, Sr-90 и Co-60, относящийся к группе опасности Б [4].

В результате выемки грунта и многократных дозиметрических замеров МЭД гамма-излучения было выявлено, что глубина залегания чистого грунта в лизиметрах местами доходит до 4,5 м, поэтому выемка загрязненных грунтов проводилась до достижения чистого незагрязненного грунта.

Согласно проектно-сметной документации по реабилитации СВП, выкопанные загрязненные радионуклидами грунты были упакованы в металлические бочки объемом 200 л и полипропиленовые мешки с полиэтиленовой пленкой внутри, которые крепко завязывались, маркировались и складировались для временного хранения перед транспортировкой для захоронения в ГП РПЗРО.

На третьем этапе реабилитации территории СВП упаковки радиоактивных отходов были погружены на спец. автомашины, транспортировка проводилась по маршруту ИГЭБ АН РУз (Ташкентская область, пос. Юкори-Юз) – ГП РПЗРО (Ташкентская область, пос. Айдарали), и упаковки твердых радиоактивных отходов были захоронены в специальном приповерхностном хранилище радиоактивных отходов ГП РПЗРО (таблица 3).

Таблица 3

Твердые радиоактивные отходами захороненные в приповерхностном хранилище радиоактивных отходов ГП РПЗРО

Вид упаковки	Количество, штук	Общий вес, кг	МЭД (вплотную), мкЗв/час
Мешки	35 000	2 450 000	1,5 ÷ 20,0
Бочки	75	9 000	2,5 ÷ 25,0
Пни деревьев	10	5 000	2,5 ÷ 30,0

На следующем этапе реабилитации были проведены работы по дезактивации помещений и оборудования ЛИК ИГЭБР АН РУз.

В результате дезактивации помещений и оборудования ЛИК ИГЭБР АН РУз были получены твердые радиоактивные отходы, представляющие собой оборудование с неснимаемым поверхностным загрязнением, которые вместе с отработавшими срок службы источниками ионизирующего излучения были захоронены в ГП РПЗРО (таблица 4).

Таблица 4

Перечень твердых радиоактивных отходов захороненных в ГП РПЗРО

Наименование радиоактивного материала	Количество, шт.	Радионуклид
Радиоактивные подложки ИИИ	14	Cs-137
Образцовые источники ОМАСН	3	Cs-137, K-40
Образцовые альфа-источники	10	U-238, Pu-238
ИИИ ИГЦ-3, ИГЦ- 4	17	Cs-137
ИИИ БИС-10	3	Sr-90+Y-90
Образцовые гамма-источники типа ОСГИ	7	Am-241, Bi-207, Ba-133, Cs-134, Fe-56, Na-22, Cd-109
Порошкообразный ИИИ	1	Cs-137
Муфельная печь с неснимаемым радиоактивным загрязнением	1	Sr-90, Cs-137
Сейф с неснимаемым радиоактивным загрязнением	1	Sr-90, Cs-137
Бокс с неснимаемым радиоактивным загрязнением	1	Sr-90, Cs-137
Пластикат защитный с радиоактивным загрязнением	10	Sr-90, Cs-137

Как видно из таблицы 4, в ГП РПЗРО были захоронены твердые радиоактивные отходы, в том числе радиоактивный порошок, содержащий радионуклид Цезий-137 весом 455 г с МЭД гамма-излучения 500 мкЗв/час, защитный бокс с бета-загрязнением (10000 β-частица/см²-мин); источники ионизирующего излучения в количестве 58 штук, защитные пластикаты (150 м²) с бета-загрязнением (200000 β-частица/см²-мин).

Результаты радиационного мониторинга естественных радионуклидов показали, что объемная активность радионуклида радон-222 в воздухе рабочих помещений ЛИК ИГЭБР АН РУз составляет от 45 до 78 Бк/м³, что в 3-4 раза меньше, по сравнению с нормативным допустимым значением объемной активности радионуклида по радону-222, т.к. в эксплуатируемых зданиях среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних изотопов радона и торона в воздухе жилых помещений не должна превышать 200 Бк/м³ [5].

На рисунках 2-4 показаны фотоснимки некоторых эпизодов реабилитации СВП ИГЭБР АН РУз.



Рис. 2. Зачистка территории СВП и дезактивация спец. автомашины



Рис. 3. Выемка загрязненных грунтов и их дозиметрический контроль



Рис. 4. Упаковка и складирование твердых радиоактивных отходов

Заключение

В 2018-2019 г.г. были проведены комплексные работы по реабилитации СВП и ЛИК ИГЭБР АН РУз, в том числе: строительство специального приповерхностного хранилища для твердых радиоактивных отходов, радиационный мониторинг территории СВП и помещений ЛИК, выемка загрязненных радионуклидами грунтов, упаковка, сборка, маркировка радиоактивных твердых отходов общим весом более 2400 тонн, транспортировка твердых радиоактивных отходов на спец. автотранспорте из ИГЭБР АН РУз в ГП РПЗРО, их захоронение в приповерхностном хранилище ГП РПЗРО, а также были выполнены работы по дезактивации рабочих помещений ЛИК ИГЭБР АН РУз, захоронение в ГП РПЗРО твердых радиоактивных отходов в виде оборудования с неснимаемым заражением и утилизированных источников ионизирующего излучения с истекшими сроками службы.

В результате реабилитации было достигнуто состояние «зеленой лужайки» территории СВП ИГЭБР АН РУз, что обеспечило улучшение экологической обстановки и увеличение радиационной безопасности в Ташкентской области и городе Ташкенте.

Список литературы

1. Манахов Д.В., Егорова З.Н. Формы нахождения Радия-226 в подзолах северо-востока острова Сахалин в зоне влияния нефтедобывающего предприятия. Почвоведение. 2014. №6. С. 744-749.
2. Постановление Кабинета Министров РУз от 02.10.2014 г. N 274 «О мерах по оздоровлению радиационно-экологической ситуации на территории специальной вегетационной площадки ИГЭБР АН РУз». Собрание законодательства РУз, Ташкент. 2014 г. №40. С. 498.
3. Ашрапов У.Т., Дорошенко А.А., Нестеров В.П., Ташметов М.Ю., Филатов К.В. Устранение нештатных ситуаций с высокоактивными источниками кобальт-60. Вопросы атомной науки и техники. Серия: техническая физика и автоматика. АО «НИИТФА». Вып. 76. Москва. 2017 г. С. 53-57.
4. Portable radon monitor PRM 145 for indoor radon measurements. Ljuljana 39, Slovenia. 2006.
5. СанПиН №0193-06. Нормы радиационной безопасности и основные Санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. Ташкент. 2006. С. 33.
6. СанПиН №0193-06. Нормы радиационной безопасности и основные Санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. Ташкент. 2006. С. 22.

Программное средство для автоматизации процедур ведения учета и контроля поступивших на захоронение твердых радиоактивных отходов

*Барышев А.В., Александров В.В., Коновалов В.Ю.,
Нешта И.Н., Джамавов А.А., Дерябина Л.А.*

ФГУП «Национальный оператор по обращению с РАО», г. Москва

e-mail: aadzhamavov@noraо.ru

Аннотация. *В процессе эксплуатации пункта захоронения твердых радиоактивных отходов ЗАТО Новоуральск (ПЗРО), возникла необходимость в информационном обеспечении ведения учета и контроля принимаемых на захоронение твердых упакованных радиоактивных отходов (РАО). Цель настоящего доклада – обсудить планируемые возможности разрабатываемого программного средства автоматизации процедур ведения учета и контроля РАО (в части твердых упакованных РАО 3 и 4 класса).*

Ключевые слова: РАО, учет и контроль РАО, пункт захоронения РАО, программное средство (ПС), эффективность.

Software tool for automation of accounting and control procedures for solid radioactive waste received for disposal

*A.V. Barishev, V.V. Alexandrov, V.Y. Konovalov,
I.N. Neshta, A.A. Dzhamavov, L.A. Deryabina*

National Operator for Radioactive Waste Management, Federal State Unitary Enterprise, Moscow

e-mail: aadzhamavov@noraо.ru

Abstract. *During the operation of the Novouralsk disposal facility for solid radioactive waste, there was a need for information support for accounting and control of solid packaged radioactive waste (RW) accepted for disposal. The purpose of this report is to discuss the planned capabilities of the developing software for automation of RW accounting and control procedures (in terms of solid packaged RW of class 3 and 4).*

Keywords: radioactive waste, radioactive waste accounting and control, radioactive waste disposal, information support, efficiency.

Введение

Важным приоритетным направлением деятельности Госкорпорации «Росатом» является цифровизация основных внутренних процессов и функций корпорации. Предприятия, использующие цифровые технологии, имеют значительные конкурентные преимущества. Степень контроля за процессами и доступность результатов для всех заинтересованных сторон также повышаются. Цифровизация позволяет руководству предприятия принимать более информированные решения, осуществлять преобразования для быстрой реализации тех или иных решений поступающих задач, осуществлять безопасность на предприятии и операционную эффективность.

Решения, разработанные внутри отрасли, обеспечивают гибкость процессов и процедур, позволяют оперативно вносить изменения. Напротив, в модели внешнего подрядчика существуют запаздывание в создании тех или иных программных средств, которые увеличивают время создания требуемого решения [1].

ФГУП «НО РАО», обеспечивая безопасное обращение с принимаемыми на захоронение РАО, руководствуется критериями приемлемости указанных РАО для захоронения. Для осуществления качественного и оперативного входного контроля принимаемого на захоронение РАО, а также ведения учета и контроля на предприятии руководство ФГУП «НО РАО» приняло решение разработать программное средство для системы учета и контроля РАО.

Радиоактивные отходы 3 и 4 класса направляются на захоронение в приповерхностные пункты захоронения. Критерии приемлемости РАО для захоронения установлены федеральными нормами и правилами и проектной документацией ПЗРО. Подтверждение соответствия РАО критериям приемлемости сводится к следующему [2-5]:

- на передаваемые для захоронения РАО оформляется паспорт, содержащий, в том числе, и сведения об их изотопном составе и удельной активности. Паспорт составляется организацией, в результате деятельности которой образовались РАО, или организацией, осуществляющей переработку и кондиционирование;
- при приеме передаваемых на захоронение РАО Национальный оператор осуществляет контроль их характеристик, который включает атрибутивные признаки передаваемых упаковок;
- соответствие РАО критериям приемлемости для захоронения должно подтверждаться экспериментальными (инструментальными) и расчетными методами при условии, что они основаны на результатах предварительных прямых и (или) косвенных измерений значений контролируемых параметров технологического процесса (в том числе выполняемых поставщиками РАО);
- характеристики и свойства РАО, направляемых на захоронение, должны быть определены в объеме и с точностью, позволяющими подтвердить соответствие критериям приемлемости РАО для захоронения.

Возможности программного средства

Программное средство позволит реализовать следующие цифровые возможности такие как:

- автоматизация процедур входного контроля принимаемых на захоронение РАО;
- единое методическое обеспечение при взаимодействии со сторонними контрагентами;
- ведение архива документации учета и контроля РВ и РАО;
- ведение электронной формы журнала учета РАО;
- ведение форм отчетности;
- формирование схем размещения упаковок РАО в ПЗРО на основе учетных данных;
- формирование журнала учета технологических параметров (включая поверхностную плотность ядерно-делящихся материалов (ЯДМ) в хранилищах РАО);
- генерацию QR-кода для маркировок упаковок РАО и участков ПЗРО;
- ведение иной аналитической отчетности для представления сотрудникам предприятия, органам управления использования атомной энергии, органам государственного регулирования в области использования атомной энергии и т.д.

В рамках ПС в качестве «центральной» сущности будет реализовано ведение электронной копии паспорта на упаковку РАО, содержащей сведения об основных характеристиках упаковки РАО и подтверждения соответствия данной упаковки РАО установленным критериям приемлемости для захоронения.



ПС путем загрузки данных паспортов на упаковки РАО позволит автоматизировать контроль таких параметров как:

- отнесение твердых отходов к РАО и определения класса РАО в соответствии с критериями, установленными в Постановлении Правительства РФ [6];
- кода РАО, состоящий из 11 символов и формируемый в соответствии с таблицами 6 «Код РАО» и 7 «Код типа РАО» Приказа Госкорпорации [7];
- определение категории РАО на основании основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности [8];
- плотность содержимого упаковки РАО и степень заполнения упаковки РАО, согласно установленным критериям приемлемости к конкретно заполняемому пункту захоронения;
- соответствие массы и объема брутто (нетто) упаковки требованиям технической документации и эксплуатационной документации;
- иных многих параметров, требующих проверки при входном контроле поступающих на захоронение упаковок РАО.

Ожидается, что применение ПС в перспективе повысит качество заполнение паспортов и позволит верифицировать сведения передаваемой совместно упаковками РАО документации.

Ведение архива документации учета и контроля РВ и РАО должно обеспечить доступ к учетной документации и, при необходимости, ее представление.

Ведение журнала учета РАО в электронном виде позволит обеспечить версию его данных – обеспечение выполнения соответствующих требований по защите информации, контроля внесения исправлений в учетные данные только с сохранением сведений о дате и лицах, внесших такие изменения, а также об изначальных данных до внесения исправлений, как того требует НП-067-16.

Также программное средство обеспечит возможность оперативного составления отчетных документов, установленных нормативным и правовыми актами в области учета и контроля РВ и РАО СГУК РВ и РАО, в строгом соответствии с учетными данными.

Ядерная безопасность ППЗРО на всех технологических участках обеспечивается ограничением массы ЯДМ в упаковках, ограничением в штабеле количества ярусов контейнеров с РАО, содержащих ЯДМ, общей высотой столба таких контейнеров и т.д. Для контроля указанных параметров предназначена функция ведения электронного журнала учета поверхностной плотности ЯДМ в хранилищах РАО, которая позволит контролировать технологические параметры в пределах значений, установленным проектом.

Заключение

Разработка ПС для автоматизации процедур ведения учета и контроля является важнейшим этапом на пути создания автоматизированного инструмента решения задач в области учета и контроля РАО, включая их входной контроль при приеме на захоронение. Программное средство позволит принимать своевременные организационные и технические решения и оперативно оценивать соответствие упаковок РАО критериям приемлемости, контролировать технологические параметры работы ПЗРО

Автоматизация описанных процессов, кроме понятных преимуществ, позволит обеспечивать более прозрачное и оперативное управление деятельностью ПЗРО, проверку возможностей реализации отдельных предложений и т.д.

Дальнейшими шагами развития ПС может стать:

1. Автоматизация рабочего места технолога по управлению производственным процессом, включая адресное размещение упаковок на основе их свойств.
2. Сбор данных для обоснования состава РАО методами радионуклидного вектора и контроль качества заполнения паспортов организациями.
3. Развитие системы управления правилами проверки соответствия РАО требованиям и ограничениям, на основе системы управления «большими данными» или семантическими сетями.

Список литературы

1. https://www.cnews.ru/reviews/ikt_v_gossektore_2019/interviews/evgenij_abakumovitdirektor_rosatoma.
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» (НП-093-14).
3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-069-14).
4. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности» (НП-055-14).
5. Рекомендации по порядку, объему, методам и средствам контроля РАО в целях подтверждения их соответствия критериям приемлемости для захоронения.
6. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 ноября 2012 г. №1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения РАО к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых РАО».
7. Приказ Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» от 28.09.2016 г. №1/24-НПА «Об утверждении форм отчетов в области государственного учета и контроля радиоактивных веществ, радиоактивных отходов и ядерных материалов, не подлежащих учету в системе государственного учета и контроля ядерных материалов, активность которых больше или равна минимально значимой активности или удельная активность которых больше или равна минимально значимой удельной активности, установленной федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии, порядка и сроков представления отчетов».
8. СП 2.6.1.2612-10 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010).

О комплексе работ по выбору стратегии обращения с накопленными радиоактивными отходами ФГУП «РАДОН»

Ведерникова М.В., Самойлов А.А., Шпиньков В.И.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук

e-mail: shvi@ibrae.ac.ru

Аннотация. В статье приводится обзор основных этапов разработки предложений по формированию локальной стратегии обращения с накопленными радиоактивными отходами ФГУП «РАДОН», основанных на выполнении требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, а также оценок долговременной безопасности каждого в отдельности хранилища потенциальных особых радиоактивных отходов. Работа учитывает разрабатываемые Ростехнадзором и Госкорпорацией «Росатом» предложения по корректировке критериев отнесения радиоактивных отходов к особым. Разработанные предложения по отнесению накопленных радиоактивных отходов к особым и удаляемым также станут основой для разработки стратегии развития всей площадки размещения объектов.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, пункты долговременного хранения, решение отложено, стратегия обращения с радиоактивными отходами, требования безопасности, оценка долговременной безопасности, радионуклидный состав, период потенциальной опасности радиоактивных отходов, отнесение к удаляемым или особым.

Selection of strategy for accumulated radioactive waste management based on long-term safety assessment for storage facilities of RADON FSUE

M.V. Vedernikova, A.A. Samoylov, V.I. Shpinkov

Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Science

e-mail: shvi@ibrae.ac.ru

Abstract. The review of main stages of proposals development for formation of the local strategy of accumulated radioactive waste of RADON FSUE management based on meeting requirements of Federal standards and rules in the field of nuclear energy use as well as assessments of long-term safety of each storage facility of potential special radioactive waste is given in the article. The paper has regard to proposals developing by Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service and State Corporation Rosatom for correction of radioactive waste criteria for reference to a category of special. The developed proposals of radioactive waste criteria for reference to a category of special and retrievable also will become a basis for the whole site development strategy.

Keywords: radioactive waste, long-term storage facilities, deferred decision, RW management strategy, safety requirements, radionuclide composition, assessment of long-term safety, period of RW potential hazard, reference to categories of special and retrievable.

Введение

После проведения первичной регистрации радиоактивных отходов (РАО) в 2013-2014 гг., методы долгосрочного планирования в увязке с вопросами обеспечения безопасности стали достаточно активно применяться при выборе и обосновании окончательной стадии жизненного цикла как отдельных пунктов хранения накопленных РАО, так и площадок их размещения в целом.

В рамках первичной регистрации РАО на каждое хранилище пункта хранения радиоактивных отходов (ПХРО) ФГУП «РАДОН» были составлены акты, в которых каждый из них был отнесен к отдельному пункту долговременного хранения РАО, а решения по отнесению РАО к особым или удаляемым РАО были отложены. Данное решение было направлено на возможность принятия индивидуального решения при выборе и обосновании варианта заключительной стадии их жизненного цикла.

Вместе с тем, сохранившийся неопределенный статус хранилищ и отсутствие долгосрочной стратегии выполнения требований безопасности при их эксплуатации не позволяют не только планировать, но и выполнять работы по поддержанию их эксплуатационных характеристик и выводу из эксплуатации.

В настоящей работе приводится краткий обзор основных требований безопасности федеральных норм и правил по выполнению оценок долговременной безопасности пунктов хранения накопленных РАО, а также комплекса выполняемых ИБРАЭ РАН с соисполнителями работ, направленных на выбор и обоснование стратегии обращения с накопленными РАО.

Основные требования при выполнении оценок долговременной безопасности для обоснования отнесения РАО к особым или удаляемым

Использование оценок долговременной безопасности пунктов хранения РАО при выборе оптимального способа обращения с накопленными отходами стало обязательным наравне с другими критериями, утвержденными постановлением Правительства Российской Федерации №1069 [1]. Опыт практического применения данных оценок, полученный в ходе первичной регистрации РАО [2], был учтен при разработке современных требований безопасности, изложенных в федеральных нормах и правилах в области обращения с накопленными РАО (ФНП: НП-058-14 [3], НП-103-17 [4] и др.).

Согласно требованиям НП-058-14 [3], эксплуатирующая организация должна обосновать отнесение пункта хранения РАО к отдельному типу пунктов хранения РАО, а накопленные отходы – к удаляемым или особым РАО, с учетом результатов фактического обследования объекта и результатов оценки его безопасности, включающей прогнозный расчет оценки долговременной безопасности системы размещения РАО.

Отметим, что оценка долговременной безопасности наряду с материалами отчета по обоснованию безопасности, результатами фактического обследования объектов является неотъемлемым требованием при разработке и реализации любых технических мер по обеспечению или повышению безопасности объектов хранения РАО.

Сегодня рекомендации по выполнению оценки долговременной безопасности разработаны наиболее полно для пунктов приповерхностного захоронения РАО (ППЗРО) и изложены в руководстве по безопасности РБ-117-16 [5]. Ввиду отсутствия разработанных проектов перевода пунктов хранения РАО в пункты консервации или ППЗРО, выполнить их в полном объеме не представляется возможным. Допускается применять консервативный подход, при котором разрабатываются сценарии и модели, а также используются значения параметров и исходных данных, заведомо приводящие к наибольшему воздействию на население и окружающую среду.

При выполнении оценки долговременной безопасности пункта хранения накопленных РАО должны быть выполнены, в том числе следующие основные этапы работ:

- сбор сведений и анализ характеристик РАО, в том числе с учетом дополнительного размещения отходов;
- анализ текущего состояния барьеров безопасности объекта и возможных изменений их защитных и изолирующих свойств;
- разработка набора сценариев: сценарий нормальной (наиболее вероятной) эволюции и альтернативные (маловероятные) сценарии, в том числе сценарии непреднамеренного вторжения человека;
- разработка концептуальных и математических моделей выхода радионуклидов за пределы инженерных барьеров безопасности ближней зоны, геофильтрации и геомиграции радионуклидов в дальней зоне;
- выполнение оценок радиационного воздействия на население и биоту.

В соответствии с требованиями НП-058-14 для пункта консервации особых РАО должны выполняться те же требования безопасности, что и для ППЗРО, но на ограниченный срок, установленный в проекте консервации. Отметим также, что для ППЗРО оценка долговременной безопасности на периоды, превышающие 10 тыс. лет, сопряжена с значительными неопределенностями, связанными с изменением климата, рельефа местности, поверхностной гидросети, деятельностью человека и другими естественными процессами.

Обзор комплекса работ по выбору стратегии обращения с накопленными отходами ФГУП «РАДОН»

ФГУП «РАДОН» вошло в структуру Госкорпорации «Росатом» в апреле 2013 года без разработки локальной стратегии по обращению с РАО. До сих пор решения по отнесению РАО к особым или удаляемым отложены. Эти факторы осложняют развитие системы обращения с накопленными РАО и принятие управленческих решений на предприятии в отношении заключительных стадий жизненных циклов хранилищ РАО.

Отсутствие окончательных решений по отнесению накопленных РАО к особым и удаляемым РАО, а также отсутствие сроков проведения работ по окончательной изоляции РАО, приводит к росту затрат на:

- ежегодное обслуживание объектов;
- работы по повышению безопасности объектов (например, повторное омоноличивание, создание дополнительных покрывающих экранов и т.д.).

Очевидно, что реализация любых технических мер целесообразно выполнять в рамках работ по переводу пунктов размещения в пункты консервации особых РАО или ПЗРО, или в рамках работ по удалению РАО и выводу ПХРО их из эксплуатации. В случае отнесения РАО к особым РАО «технические решения и организационные мероприятия, направленные на обеспечение безопасности работников (персонала), населения и окружающей среды, должны быть представлены и обоснованы в проекте и (или) в ООБ ПРОРАО/ПКОРАО». В случае отнесения РАО к удаляемым, укрепление барьеров безопасности не только не эффективно, но и может привести к стоимости работ по выводу из эксплуатации хранилищ и реабилитации территории.

Разрабатываемые в настоящее время Ростехнадзором и Госкорпорацией «Росатом» предложения по корректировке критериев отнесения РАО к особым, исключают требование на происхождение РАО в результате выполнения государственного оборонного заказа, позволяют рассматривать пункты хранения твердых РАО как потенциальные пункты размещения особых РАО.

Рассмотрение единого пункта хранения РАО ФГУП «РАДОН» (лицензия и эксплуатационные документы оформлены на один ПХРО, в состав которого входят более 40 хранилищ РАО, созданных за 60-летний период работы площадки) в виде совокупности отдельных объектов позволяет учитывать индивидуальные особенности, текущее состояние хранилищ, характеристики накопленных в них РАО.

Среди основных задач, которые должны быть решены для выработки оптимальной и сбалансированной стратегии развития площадки ФГУП «РАДОН» следует выделить:

1. Сбор информации и проведение оценки соответствия эксплуатации пунктов хранения РАО ФГУП «РАДОН» требованиям ФНП;
2. Проведение анализа текущей и планируемой деятельности ФГУП «РАДОН» в отношении хранилищ РАО;
3. Комплексное рассмотрение возможности отнесения накопленных отходов к особым и удаляемым РАО на основании оценок долговременной безопасности и соответствия критериям отнесения РАО к особым и удаляемым РАО по каждому объекту;
4. Разработка локальной стратегии обращения с РАО на предприятии.

Для выработки оптимальной стратегии развития площадки критериями в отношении исторических хранилищ, входящих в состав ПХРО «РАДОН», будут не только установленные для отнесения к особым РАО критерии (коллективные эффективные дозы облучения, риски и затраты), но и иные, связанные с перспективами использования площадки размещения новых объектов [7].

В ходе разрабатываемого комплекса мер будут разработаны предложения по оптимальным срокам выполнения отдельных этапов работ на объектах. Для пунктов хранения удаляемых РАО: извлечение РАО, приведение РАО в соответствие с критериями приемлемости для захоронения и передача на захоронение. Для пунктов размещения особых РАО: перевод в пункты консервации РАО или ППЗРО.

Заключение

Выполняемые работы направлены на эффективное решение задачи об обязательной изоляции накопленных РАО, размещенных в ПХРО ФГУП «РАДОН», а также на разработку оптимальной долгосрочной стратегии развития промышленной площадки ФГУП «РАДОН».

Определенный статус пунктов хранения накопленных РАО позволяет не откладывать работы по выводу объектов из эксплуатации или переводу их в ПЗРО, что в свою очередь, позволят максимально эффективно планировать и расходовать средства на поддержание объектов в безопасном состоянии.

Разработанная локальная стратегия, основанная на оценках долговременной безопасности каждого хранилища, содержащая предложения по срокам выполнения отдельных работ по переводу объектов в завершающую стадию их жизненного цикла, позволит планировать и выполнять работы на площадке в полном соответствии с требованиями ФНП.

Список литературы

1. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 ноября 2012 г. №1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения РАО к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых РАО».
2. Особые радиоактивные отходы. – Под общей редакцией И.И. Линге. М.: ООО «САМ полиграфист», – 2015 г. – 240 с.
3. НП-058-14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения. (НП-058-14)», утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 5 августа 2014 г. №347.
4. НП-103-17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. «Требования к обеспечению безопасности пунктов размещения особых радиоактивных отходов и пунктов консервации особых радиоактивных отходов. (НП-103-17)», утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 10 октября 2017 г. №418.
5. РБ-117-16. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. «Оценка долговременной безопасности пунктов приповерхностного захоронения радиоактивных отходов. (РБ-117-16)», утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 28 декабря 2017 г. №589.
6. Лужецкий А.В., Невров Ю.В., Ведерникова М.В., Иванов А.Ю., Линге Ин.И., Неуважаев Г.Д., Савельева Е.А., Шпиньков В.И., Понизов А.В. О создании интегральной информационной модели для определения стратегии развития промышленного комплекса по обращению с радиоактивными отходами ФГУП «РАДОН» // Радиоактивные отходы. 2020. №1 (10). С. 101-112.

Вероятностная оценка долговременной безопасности приповерхностного пункта захоронения радиоактивных отходов

Горбачева Н.В., Н.Д. Кузьмина, Кулич Н.В., Яцко С.Н., Корчева Ю.А.

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований — Сосны
Национальная Академия наук Беларуси
г. Минск, Беларусь

e-mail: harbachova.nv@gmail.com

Аннотация. Данная работа посвящена развитию вероятностных методов оценки долговременной безопасности приповерхностного пункта захоронения РАО, разработке программных средств для расчета вероятностей отказа системы захоронения РАО. Для базового варианта хранилища выполнен тестовый расчет вероятностей отказов для 8 сценариев эволюции системы захоронения, показано, что наиболее уязвимым звеном системы захоронения является хранилище РАО. Оценки значимости и вкладов в надежность элементов инженерных барьеров хранилища РАО показали, что важнейшее значение для долговременной безопасности ПЗРО имеют гидроизоляция ячейки и элементы плиты основания.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, защитные барьеры, деградация, приповерхностные пункты захоронения РАО, модели надежности, логико-вероятностная модель, вероятность отказа, анализ чувствительности и значимости.

Long-term probabilistic safety assessment of the near surface disposal facility for radioactive waste

N. Harbachova, N. Kuzmina, Kulich N., S. Yatsko, J. Korchova

Joint Institute for Power and Nuclear Research — Sosny
National Academy of Sciences of Belarus
Minsk, Belarus

e-mail: harbachova.nv@gmail.com

Abstract. This study is dedicated to the development of probabilistic methods for safety assessment of the near surface disposal facilities and software for calculation of failure probabilities of RW disposal system. A test calculation of failure probabilities for 8 scenarios of the disposal system evolution was performed, it was shown the radioactive waste storage facility is the most vulnerable part of the disposal system. The reliability assessments by means of sensitivity and significance indicated that the cell waterproofing and the base plate of the RW storage facility are of crucial importance for the long-term safety of disposal facility.

Keywords: radioactive waste, near surface disposal facilities, protective barriers, degradation, reliability modes, fault-tree, fault probability, sensitivity and significance analysis.

Введение

При создании приповерхностных пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) главной задачей является получение обоснованных гарантий того, что система захоронения обеспечит достаточный уровень экологической безопасности в течение нескольких сотен и даже до тысячи лет после изоляции объекта. В связи с этим, в поддержку предпроектных работ по созданию ПЗРО актуальным является научно обоснованное формирование требований к структуре, составу и качеству защитных барьеров системы захоронения, обеспечивающих за счет длительной стабильности их свойств и работоспособности конструкций приемлемый уровень защищенности окружающей среды от вредного радиационного воздействия РАО.

Общепринятой во всем мире методологией оценок долговременной безопасности приповерхностных ПЗРО является методология МАГАТЭ ISAM (Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities) [1]. Практический опыт применения сценарного подхода ISAM [2] показал, что при имеющем место необратимом характере процессов деградации, приводящих к снижению прочностных, фильтрационных и сорбционных свойств инженерных барьеров, временные закономерности их разрушения весьма условны, а, следовательно, выводы относительно приемлемой безопасности ПЗРО не всегда достаточно обоснованы.

Ранее авторами на основе эмпирических зависимостей времени и глубины деградации стальных и бетонных контейнеров предложены модели надежности элементов инженерных барьеров, а также созданы компьютерные программы для нахождения интервалов времени, на которых инженерные барьеры с оцененной вероятностью могут не сохранять защитные свойства, и статистических характеристик, необходимых для оценки вероятностей отказов элементов системы ПЗРО [2,3]. В данной работе разработана интегральная вероятностная модель системы захоронения РАО и выполнены расчеты вероятностей отказов для различных сценариев эволюции системы.

Вероятностный подход к оценке долговременной безопасности ПЗРО

В основе метода лежит системный подход к прогнозированию эксплуатационных свойств надежности и безопасности ПЗРО, функционирование которого протекает как единая взаимосвязанная сложная система [4-5]. На данном этапе будем представлять систему ПЗРО, состоящую из трех основных функционально взаимосвязанных между собой подсистем.

Система 1 – матрица с иммобилизованными в ней РАО, отказ которой может быть предопределен процессом диффузии (элемент 1) либо процессом выщелачивания (элемент 2), размещенная в металлической бочке (элемент 3), которая помещается в железобетонный контейнер (элемент 4). Функции данной системы – препятствовать выходу из матрицы за границу системы 1. При расчете времени жизни матрицы, контролируемого диффузией (элемент 1), рассчитывается время, при котором отношение активности радионуклида, вышедшего за пределы матрицы, к начальному значению превышает заданный критерий, а для элемента 2 – интервал для возможного времени выхода радионуклида за границу матрицы за счет процесса, контролируемого выщелачиванием.

Система 2 – инженерно-строительный комплекс (хранилище РАО) ПЗРО, конструкции которого выполняют локализующие, прочностные и защитные функции на пути миграции радионуклидов из хранилища в окружающую среду, защиту матрицы РАО от проникновения в хранилище атмосферной влаги или грунтовых вод, элементами которого могут быть стены, перекрытия, основания, глиняные замки, гидроизоляция. Схема хранилища РАО представлена на рисунке 1. – *Дерево отказов хранилища РАО*. Физическим представлением отказа хранилища РАО является выход радионуклидов из хранилища в ближнюю зону.

Система 3 – геологическая среда, в которой размещено хранилище РАО, представляет естественный защитный барьер, препятствующий горизонтальной миграции радионуклидов в направлении границы санитарно-защитной зоны (элемент 1), и вертикальной миграции в направлении водоносного горизонта (элемент 2). Отказ системы 3 наступит в случае выхода радионуклидов за границу санитарно-защитной зоны, либо попадания в водоносный горизонт в результате миграции через зону аэрации.

Вероятностный подход к анализу полного набора сценариев эволюции во времени системы ПЗРО основан на построении дерева аварийных событий и деревьев отказов. Учитывая, что состояние каждого элемента, каждой системы описывается бинарным соотношением отказ-работа, множество всех последовательностей, которые могут привести к нежелательному аварийному событию, определяется числом $M=2^N$, где N – число подсистем; M – число сценариев. Множество всех сценариев обладает свойством полноты и сумма вероятностей их равна единице. Для поиска вероятностей отказов систем 1-3 использованы методы построения дерева отказов, представляющего собой логическую цепочку событий отказов элементов, соединенных логическими символами «И», «ИЛИ».

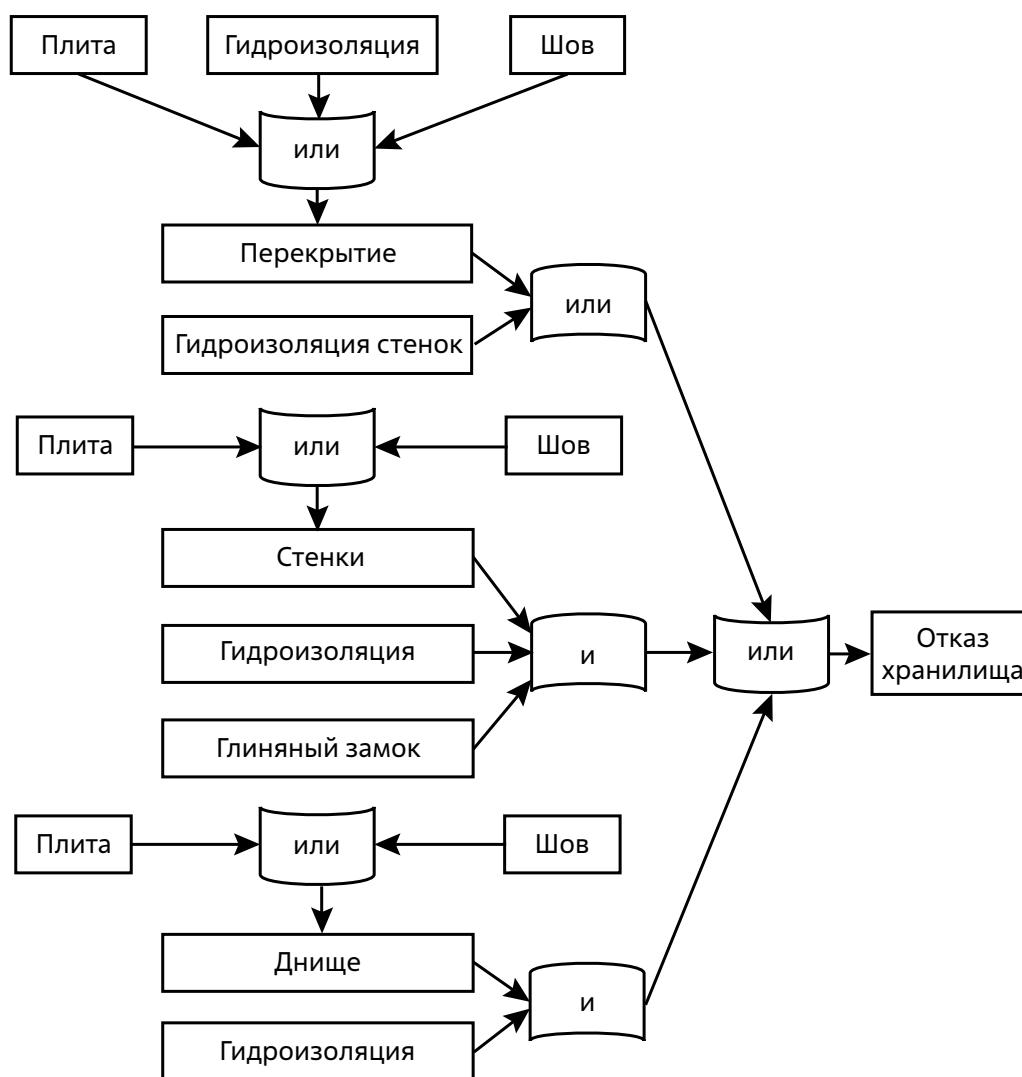


Рис. 1. Дерево отказов хранилища РАО

В качестве исходных данных для расчета вероятностей отказов элементов использованы интенсивности отказов, время после закрытия объекта.

Модели надежности систем 1–3 ПЗРО, обеспечивающие расчет плотности распределения времени транзита радионуклидов до границы защитного барьера и оценку вероятностей отказов, интегрированы в разработанную логико-вероятностную модель ПЗРО. С помощью разработанного программного комплекса Proba_3 выполнен расчет вероятностей сценариев, описывающих варианты эволюции системы захоронения РАО.

В качестве примера для иллюстрации возможностей разработанного методического подхода рассмотрена система захоронения РАО, описанная выше. В качестве источника рассматривались РАО с удельной активностью радионуклида ^{90}Sr , равной $1 \cdot 10^{10}$ Бк/м³, активность которого равномерно распределена по объему цементной матрицы. Вероятности отказов элементов системы 2 получены при нормативных интенсивностях отказов элементов перекрытия (бетонная плита – $0,02 \text{ год}^{-1}$, шов между плитами – $0,07 \text{ год}^{-1}$, гидроизоляция перекрытия – $0,02 \text{ год}^{-1}$), элементов основания (бетонная плита – $0,007 \text{ год}^{-1}$, шов между плитами – $0,02 \text{ год}^{-1}$, гидроизоляция основания – $0,02 \text{ год}^{-1}$), элементов ячейки (бетонная плита стенок – $0,02 \text{ год}^{-1}$, шов между плитами – $0,07 \text{ год}^{-1}$, гидроизоляция стенок – $0,02 \text{ год}^{-1}$, глиняный замок – $0,21 \text{ год}^{-1}$) [4]. В качестве исходных данных для оценки вероятности отказа системы 3 использованы результаты оценки интервала времени жизни естественного барьера для конкурентной площадки для размещения ПЗРО Белорусской АЭС (площадки №2), полученные с помощью компьютерной программы Unsut_Kvantil в работе [3]. Значения гидравлических параметров зоны аэрации и коэффициентов распределения представлены вероятностными функциями распределения из созданной базы данных для 12 типов грунтов и 68 основных радиационно опасных радионуклидов эксплуатационных отходов АЭС.

По результатам моделирования и оценки вероятностей отказов элементов хранилища проведено ранжирование сценариев по вкладу в вероятность отказа системы ПЗРО. На временном интервале 0–50 лет после закрытия ПЗРО в порядке убывания вероятности реализации (приведены в скобках) следуют сценарии, в которых имеют место отказ хранилища РАО (S6, $p=0,62$), совместный отказ матрицы с РАО и хранилища РАО (S2, $p=0,24$), совместный отказ хранилища РАО и зоны аэрации (S5, $p=0,05$), отказ матрицы с РАО (S4, $p=0,025$), совместный отказ всех систем 1–3 (S1, $p=0,02$), отказ естественного барьера (S7, $p=0,01$); совместный отказ матрицы с РАО и зоны аэрации S3 (p менее 0,001). Заметим, что сценарий №8 (S8, $p=0,04$) не является аварийным, так как системы 1–3 выполняют функции. Полученные оценки показали, что на временном интервале 50–300 лет после изоляции объекта наиболее вероятностными являются сценарии, связанные с отказом системы 2 (хранилище РАО). Следовательно, можно заключить, что наиболее уязвимым местом ПЗРО, как сложной системы функционально взаимосвязанных между собой объектов, являются конструкции инженерно-технического сооружения. Суммарная вероятность сценариев с отказом хранилища после закрытия объекта составляет величину 0,98, в то время как на временном интервале 0-50 лет – 0,93.

Вероятностный анализ безопасности хранилища РАО проведен с помощью стандартных процедур оценки «значимости» и «чувствительности». «Значимость» i -го элемента или отдельной конструкции в структуре системы хранилища РАО представлена в виде разности вероятностей отказа системы, полагая вероятность отказа i -го элемента, равной соответственно 1 и 0. Полная вероятность работоспособности системы, определяемая i -м элементом, является «вкладом» i -го элемента в надежность системы. «Вклад» i -го элемента в надежность системы определяется через произведение вероятности безотказной работы элемента и его «значимости».

Расчет вкладов в надежность анализируемой системы захоронения РАО элементов хранилища РАО выполнен с помощью разработанной математической программы Proba_03. Результаты анализа структурной надежности хранилища РАО методами чувствительности, значимости приведены в табл. 1. Проведенный анализ показал, что важнейшее значение в структуре хранилища РАО имеют гидроизоляция ячейки, а также элементов плиты основания.

Таблица 1

Показатели значимости, вклады в надежность, чувствительность элементов/конструкций в структуре хранилища РАО

Элемент/ конструкция	Показатель значимости элемента	Вклад в показатель значимости, %	Чувствительность вероятности отказа хранилища к отказу i -го элемента
Гидроизоляция ячейки/верх	0,662	51,0	1,649
Гидроизоляция ячейки/низ	0,454	35,0	1,587
Шов стен/ячейки	0,115	8,86	1,127
Плита стен/ячейки	0,066	5,08	1,038
Глиняный замок	0,099	9,2	1,136
Плита основания	0,119	10,8	1,031
Шов плиты	0,137	10,5	1,01
Гидроизоляция	0,193	14,8	1,545

Заключение

В данной работе выполнено развитие сценарного методического подхода ISAM МАГАТЭ, обеспечивающего вероятностный анализ долговременной безопасности ПЗРО в условиях деградации защитных барьеров. Разработана логико-вероятностная модель отказов ПЗРО, представленная деревом аварийных событий. Эволюция объекта представлена полным набором из 8 сценариев, расчет вероятностей реализации которых выполнен с помощью ПК Proba_3.

Проведенный анализ показал, что на временном интервале свыше 50 лет после закрытия объекта наибольший вклад в вероятность отказа системы ПЗРО вносят сценарии, связанные с отказом инженерных конструкций хранилища РАО.

Результаты анализа структурной надежности хранилища РАО показали, что важнейшее значение для долговременной безопасности ПЗРО имеют гидроизоляция ячейки, а также элементы плиты основания, обеспечивающие функции ограничения поступления влаги к РАО и изоляции радионуклидов.



Список литературы

1. *Safety Assessment Methodologies for Near–Surface Disposal Facilities. Vol. 1.* – Vienna: IAEA, 2004. – 413 p.
2. Оценка защитных характеристик инженерных барьеров в системе приповерхностного захоронения радиоактивных отходов / Н.М. Ширяева [и др.]. – Минск, 2016. – 64 с. – (Препринт / НАН Беларуси, Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. – Сосны; ОИЭЯИ-71)
3. 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, 2019. – 44 с. – (Препринт / НАН Беларуси, Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. – Сосны; ОИЭЯИ-74).
4. Пузанов, Ю.В. Рифы безопасности / Ю.В. Пузанов. – М.: Научтехлитиздат, 2010. – 68 с.
5. А.П. Белоусова [и др.] Экологическая гидрогеология: учебник для вузов. – М.: ИЦК «Академкнига», 2006. – 397 с.

УДК 577.34:574.24

Мониторинг радиоактивности в окружающей среде Московского региона

Гордеев С.К., Пташкин А.Г., Светличный Ю.А., Цейтин К.Ф., Чистовский Ю.В.

ФГУП «РАДОН»

e-mail: SKGordeev@radon.ru

Аннотация. В докладе приводятся в обобщенном виде и анализируются данные наблюдений на территории Московского региона за содержанием природных и техногенных радионуклидов в воздухе и атмосферных выпадениях, почвенно-растительном покрове, поверхностных водах и донных отложениях малых водоемов и Москвы-реки. Также представлены данные наблюдений за уровнями гамма-излучения на местности с помощью различных систем мониторинга.

Ключевые слова: мониторинг радиоактивности, природные и техногенные радионуклиды, окружающая среда.

Monitoring of radioactivity in the environment of the Moscow Region

S.K. Gordeev, A.G. Ptashkin, Y.A. Svetlichny, K.F. Tseytin, Y.V. Chistovsky

RADON FSUE

e-mail: SKGordeev@radon.ru

Abstract. The report summarizes and analyzes data from observations in the Moscow region on the content of natural and artificial radionuclides in air and atmospheric fall out, soil and vegetation cover, surface waters and bottom sediments of small reservoirs and Moscow River. Data on observations of gamma radiation levels on the ground using various monitoring systems are also presented.

Keywords: radioactivity monitoring, natural and artificial radionuclides, environment

Введение

В процессе радиационно-экологического мониторинга Москвы анализировалась радиоактивность: аэрозолей атмосферного воздуха, выпадений, почвы (грунта), растительности травянистого яруса, воды и донных отложений малых водоемов и Москвы реки. Кроме этого измерялась мощность амбиентного эквивалента дозы гамма излучения с помощью носимых дозиметров и стационарной автоматической системы контроля радиационной обстановки (АСКРО). Во всех пунктах отбора проб почвы и растительности два раза в год измерялась поглощенная доза гамма излучения. Размещение мест контроля радиоактивности объектов окружающей среды представлено на рис. 1 и рис. 2.

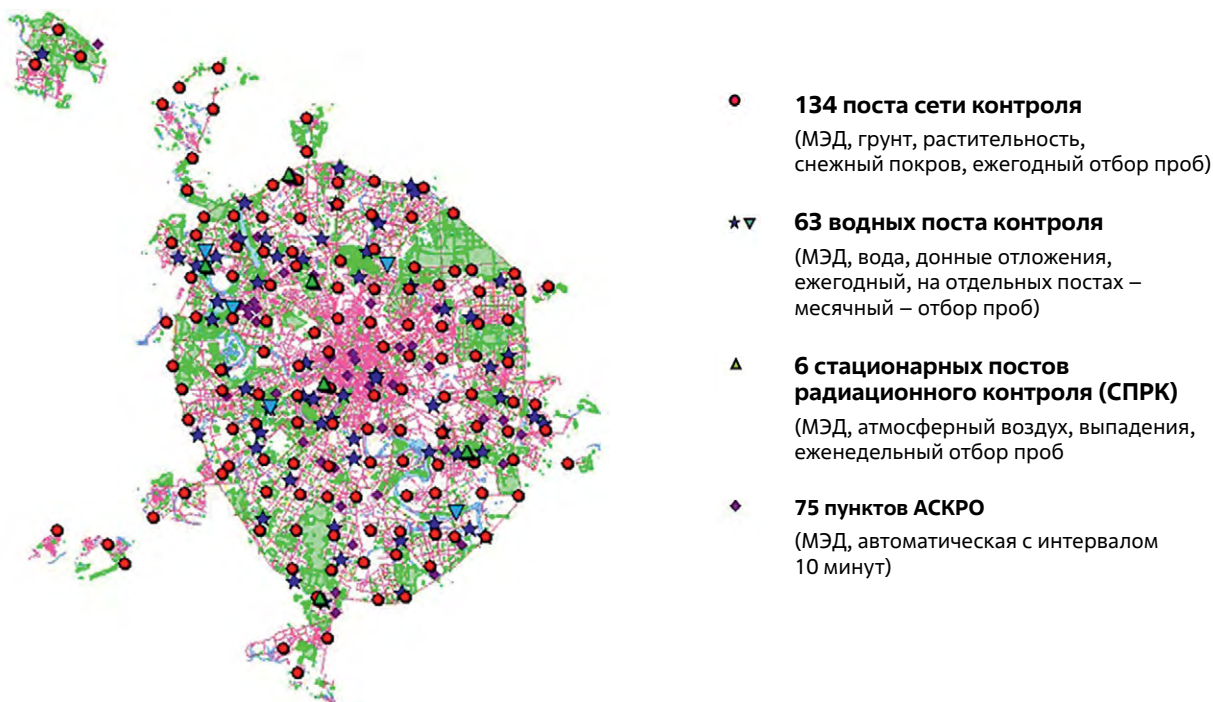


Рис. 1. Схема размещения элементов системы радиационно-экологического мониторинга Москвы (в старых границах)



Рис. 2. Схема размещения элементов системы радиационно-экологического мониторинга Новомосковского и Троицкого административных округов

Радиоактивность аэрозолей

Радиоактивность аэрозолей приземного слоя атмосферного воздуха и атмосферных выпадений в городе Москве контролировалась на шести стационарных постах радиационного контроля (СПРК), расположенных в различных городских зонах четырех административных округов:

- «лесопарковая зона» в САО, ЮВАО, – СПРК-4, СПРК-1, соответственно;
- «промышленная зона» в САО, СЗАО – СПРК-3, СПРК-5, соответственно;
- «зона административно-жилой застройки» в ЦАО, СЗАО – СПРК-2, СПРК-7 соответственно.

В пробах аэрозолей атмосферного воздуха приземного слоя, отобранных на СПРК города Москвы, были определены объемные радиоактивности основных радионуклидов, таких как: ^7Be , ^{22}Na , ^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{131}I , ^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{239,240}\text{Pu}$ и $\sum\beta$ (таблица 1).

Таблица 1

Объемная активность основных радионуклидов, определенная на СПРК Москвы в 2019 году

Радионуклид	Объемная активность радионуклида, Бк/м ³		
	минимальная	средняя	максимальная
^7Be	$4,4 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$4,6 \cdot 10^{-3}$
^{22}Na	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$4,3 \cdot 10^{-7}$	$9,0 \cdot 10^{-7}$
^{40}K	$3,1 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^{-5}$	$4,0 \cdot 10^{-5}$
^{226}Ra	$3,0 \cdot 10^{-7}$	$8,1 \cdot 10^{-7}$	$4,2 \cdot 10^{-6}$
^{232}Th	$3,0 \cdot 10^{-7}$	$9,3 \cdot 10^{-7}$	$1,9 \cdot 10^{-6}$
^{131}I	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$6,4 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-5}$
^{137}Cs	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$3,8 \cdot 10^{-7}$	$1,2 \cdot 10^{-6}$
^{90}Sr	$< 1,2 \cdot 10^{-8}$	$< 2,2 \cdot 10^{-7}$	$6,4 \cdot 10^{-7}$
$^{239,240}\text{Pu}$	$< 1,8 \cdot 10^{-8}$	$< 9,2 \cdot 10^{-8}$	$2,6 \cdot 10^{-7}$
$\sum\beta$	$3,9 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$

В пробах выпадений «сухих» и «мокрых» (осадки) также определялась радиоактивность, полученные результаты приведены в таблице 2.

Таблица 2

Плотность выпадений радионуклидов, определенная на СПРК г. Москвы в 2019 году

Радионуклид	Плотность выпадения радионуклида, Бк/(м ² ·сут)		
	минимальная	средняя	максимальная
$\sum\beta$ в выпадениях («сухих»)	0,1	0,38	1,02
$\sum\beta$ в осадках	0,01	0,16	1,33
^{90}Sr в выпадениях («сухих»)	$< 1,9 \cdot 10^{-5}$	$\leq 3,7 \cdot 10^{-5}$	$4,8 \cdot 10^{-4}$
^{90}Sr в осадках	$< 4,2 \cdot 10^{-4}$	$\leq 1,4 \cdot 10^{-3}$	$2,3 \cdot 10^{-2}$

Динамика объемной радиоактивности в воздухе и в выпадениях представлена на рисунках

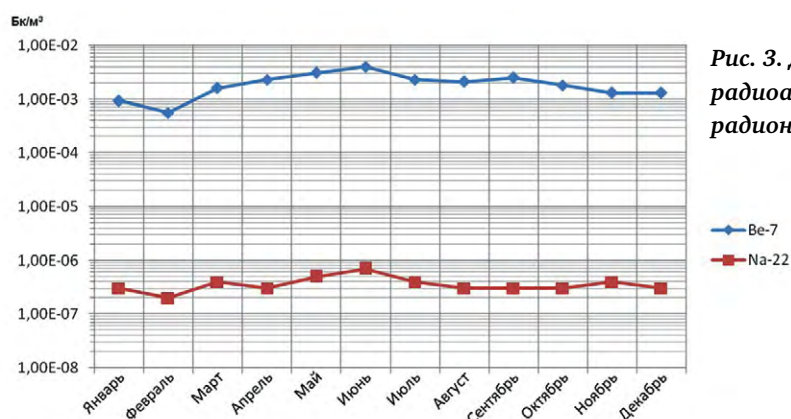


Рис. 3. Динамика объемной радиоактивности радионуклидов ^7Be , ^{22}Na

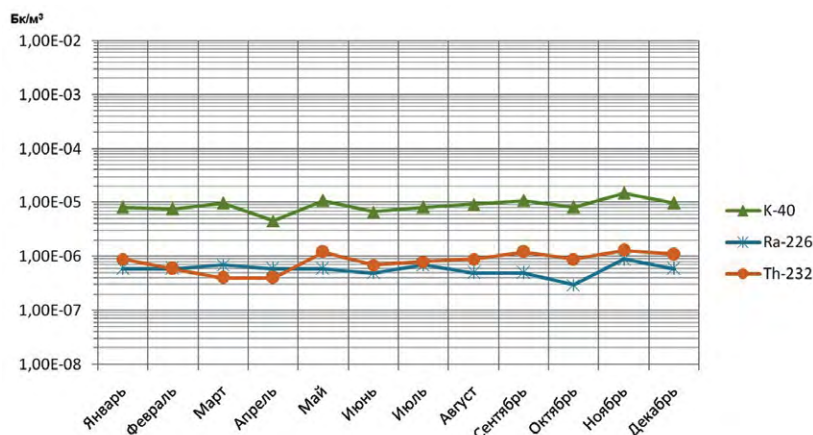


Рис. 4. Динамика объемной радиоактивности радионуклидов ⁴⁰K, ²²⁶Ra, ²³²Th

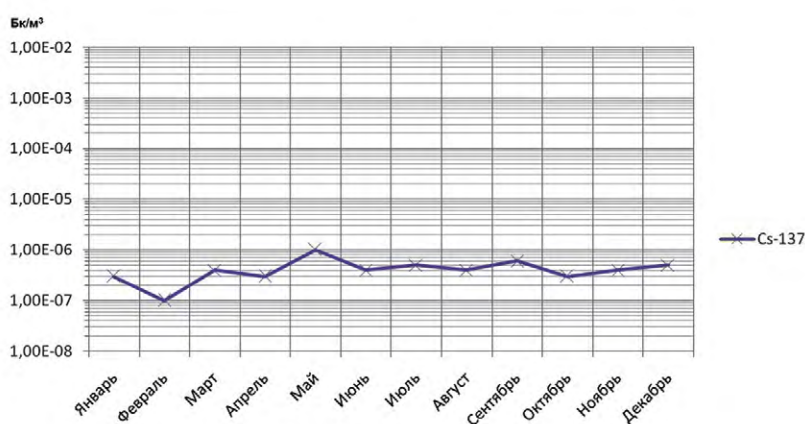


Рис. 5. Динамика объемной радиоактивности радионуклидов ¹³⁷Cs

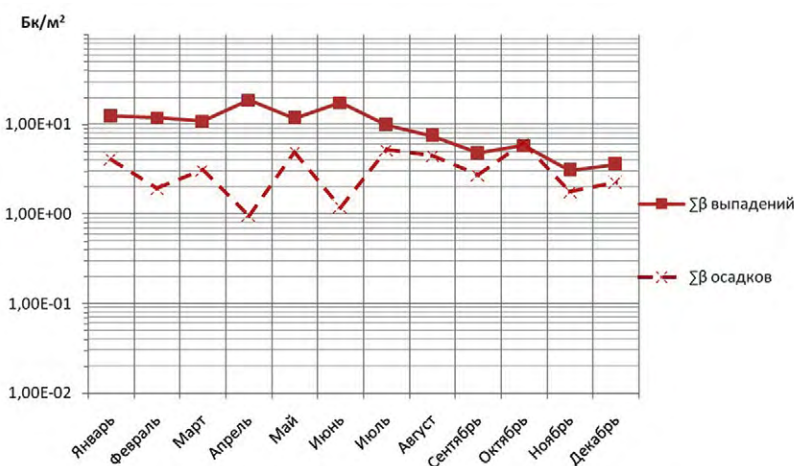


Рис. 6. Динамика плотности суммарной бета-активности

Радиоактивность почв и растительности

Удельная активность основных радионуклидов в почвах (грунтах) и растительности травянистого яруса измерялась в 159 точках Москвы. Полученные результаты систематизированы в таблицах 3 и 4. Необходимо отметить, что для проб растительности травянистого яруса удельные суммарные альфа- и бета-активности приведены для золы, а удельные активности радионуклидов – для измельченной воздушно-сухой растительной массы.

Таблица 3

Значения удельной активности основных радионуклидов в почвах (грунтах) Москвы

Радионуклид	Удельная активность радионуклида, Бк/кг							
	$\Sigma\beta$	^{40}K	^{226}Ra	^{232}Th	$A_{\text{эфф}}$	^{137}Cs	$^{239+240}\text{Pu}$	^{90}Sr
Минимальное	234	202	10	10	41	2,2	<3,4	<0,5
Среднее	655	442	19	24	90	4,2	$\leq 6,0$	$\leq 1,5$
Максимальное	1340	658	29	43	144	8,7	21,0	11,0

Таблица 4

Значения удельной активности основных радионуклидов в почвах (грунтах) Москвы

Радионуклид	Удельная активность радионуклида, Бк/кг					
	$\Sigma\alpha$	$\Sigma\beta$	^{40}K	^{226}Ra	^{232}Th	^{137}Cs
Минимальное	<20	270	127	<10	<9	<5
Среднее	42	944	776	≤ 19	≤ 19	≤ 9
Максимальное	136	1424	2000	51	65	17

Радиоактивность воды и донных отложений

Радиоактивность воды и донных отложений малых водоемов измерялась в 92 местах. Полученные результаты приведены в таблице 5.

Таблица 5

Значения объемных радиоактивностей поверхностных вод и удельных радиоактивностей донных отложений малых открытых водоемов г. Москвы

Значение	Объемная радиоактивность поверхностных вод, мБк/л		Удельная радиоактивность донных отложений, Бк/кг						
	$\Sigma\alpha$	$\Sigma\beta$	$\Sigma\alpha$	$\Sigma\beta$	^{40}K	^{137}Cs	^{226}Ra	^{232}Th	$A_{\text{эфф}}$
Минимальное	<20	<30	<2	<30	170	41	1,2	<2	<4,7
Среднее	60	213	$\leq 7,5$	100	512	279	4,3	4	15
Максимальное	360	610	160	900	964	580	9,1	8,5	42

Радиоактивность воды и донных отложений Москвы реки измерялась в 59 местах в черте города. В 2 л пробах воды определялась $\Sigma\alpha$ и $\Sigma\beta$ радиоактивность всей пробы, а в 450 л пробах воды определялась радиоактивность взвеси и отфильтрованной воды отдельно. Полученные результаты свидетельствуют о том, что радиоактивность, содержащаяся во взвеси, незначительна. В процессе мониторинга было отобрано 177 проб донных отложений. Анализ их активности показал, что для техногенных радионуклидов, как правило, существует слой донных отложений с максимальной активностью, а это дает возможность оценить время выброса.

Дозовые характеристики

Мощность амбиентного эквивалента дозы измерялась носимыми дозиметрами в точках отбора проб и с помощью 91 датчика АСКРО.

Интегральная поглощенная доза измерялась 2 раза в год в точках отбора проб и установки датчиков АСКРО. Результаты измерений дозовых характеристик представлены в таблице 6.

*Средние значения амбиентного эквивалента мощности дозы
и интегральной поглощенной дозы гамма-излучения*

Территория	Среднегодовое значение		
	Носимые дозиметры, мкЗв/ч	АСКРО, мкЗв/ч	ТЛД, мГр/год
г. Москва	0,11	0,13	0,84

Контролируемые радиационные параметры объектов окружающей среды города Москвы, не превышают величин установленных нормативами [1] и соответствуют среднегодовым значениям многолетних наблюдений.

Результаты радиационно-экологического мониторинга окружающей среды Московского региона используются в «Радиационно-гигиеническом паспорте территорий города Москвы» и в «Заключении об уровнях индивидуальных доз облучения граждан города Москвы».

Список литературы

1. СанПиН 2.6.1. 2523-09 Санитарные правила и нормативы. Нормы радиационной безопасности (НРБ – 99/2009), Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, М., 2009, 100 с.

УДК 621.039.743

Опыт постановки внешних барьеров безопасности на Сибирском химическом комбинате

Данилов В.В.

Сибирский химический комбинат, Северск, Россия

e-mail: shk@atomsib.ru

Аннотация. В настоящей статье представлен опыт постановки внешних барьеров безопасности вокруг ЯРОО на Сибирском химическом комбинате. В качестве объектов постановки барьеров рассматриваются хранилища жидких радиоактивных отходов: бассейны Б-25 и Б-2.

Experience of safety external barriers creation at Siberian Chemical Combine

V.V. Danilov

Siberian Chemical Combine, Seversk, Russia

e-mail: shk@atomsib.ru

Abstract. The article presents experience of external safety barriers creation around nuclear and radiation hazardous facilities at the Siberian chemical combine. Storage facilities for liquid radioactive waste – pools B-25 and B-2 – are examined as objects for barriers creation.

На Сибирском химическом комбинате проводятся работы по выводу из эксплуатации и консервации ряда радиационно-опасных объектов: наземных хранилищ ЖРО и ТРО, а также промышленных зданий и сооружений, где выполнялись радиационно-опасные технологические операции.

При выходе за инженерные барьеры радиационно-опасных объектов радионуклиды вместе с метеорными водами поступают в подземную гидросферу, где осуществляется их дальнейшая миграция. Этот процесс может завершиться попаданием радионуклидов в водозаборные скважины хозяйственно-питьевого водоснабжения города и другие объекты сферы активной жизнедеятельности человека.

Для ограничения поступления радионуклидов в водоносные горизонты подземной гидросферы на СХК нарабатывается опыт использования внешних барьеров безопасности, которые выполняют противодиффузионную и противомиграционную функции. Противодиффузионная функция заключается в существенном снижении скорости фильтрации подземных вод на участке постановки внешнего барьера безопасности. Противомиграционная функция – в изменении сорбционных и химических свойств геологической среды, в результате чего радионуклиды и другие элементы-загрязнители задерживаются на барьере.

Поскольку внешние барьеры безопасности в условиях СХК необходимо сооружать на глубинах первых десятков метров, в песчано-суглинистых частично обводненных грунтах террасовых отложений р. Томь, был принят метод ввода кольматирующей композиции в грунты через инъекционные скважины. При этом требовалось закольматировать не только хорошо проводящие прослойки крупнозернистых песков, но и относительно плохо проводящие прослойки мелко- и тонкозернистых песков с примесью глинистого материала. Небольшие глубины установки внешних барьеров не позволяют проводить закачку под высоким давлением, поэтому во избежание гидроразрыва пласта, в связи с поставленными задачами, оптимальный тип композиции должен был обладать следующими свойствами:

- низкая вязкость в широком температурном диапазоне;
- регулируемое время полимеризации;
- долговечность;
- невозможность образования быстро мигрирующих форм радионуклидов при разрушении вещества барьера;
- высокие сорбционные свойства по отношению к радионуклидам.

В качестве оптимальной выбрана композиция: силикат натрия, сульфат алюминия, щавелевая кислота, солевые модифицирующие добавки.

Исследование исходных песков террасовых отложений р. Томь в районе объектов СХК показало, что максимальный размер пор в них достигает 50 мкм (рис. 1а), а эффективная пористость — 15%. При вводе композиции раствор заполняет эффективные (проводящие) поры и полимеризуется в них (рис. 1б). Размер пор закольматированного песка не превышает 5 мкм, а эффективная пористость снижается до значений менее 1% (рис. 1в).

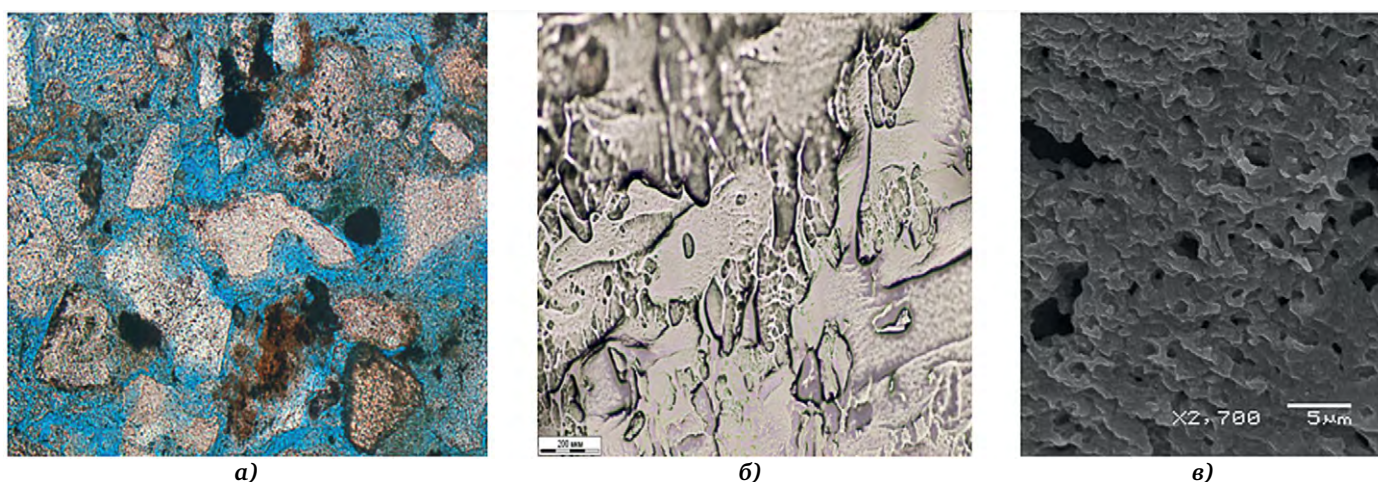


Рис. 1. (а) – структура песка, пропитанного алюмосиликатным гелем (оптическая микроскопия, для наглядности поровые каналы подкрашены голубым цветом); (б) – структура алюмосиликатного геля в поровом пространстве (оптическая микроскопия); (в) – структура алюмосиликатного геля в поровом пространстве (РЭМ-микроскопия).

Узел подготовки кольматирующего раствора устанавливался на месте проведения работ. Подготовка композиции выполнялась по двухрастворной схеме: раствор силиката натрия и солевой раствор. Изменением концентраций солей регулировалось время полимеризации композиции; соотношением (жидкое стекло-солевой раствор) регулировалась вязкость кольматирующего раствора.

Первым хранилищем РАО, на котором в 2010-2011 годах на СХК была реализована идея постановки внешнего барьера безопасности, был бассейн Б-25 — небольшое по площади поверхностное хранилище ЖРО.

В геоморфологическом отношении район расположения поверхностных хранилищ ЖРО СХК располагается в пределах развития аккумулятивного рельефа на II надпойменной террасе р. Томь. В основании разреза залегают глины новомихайловской свиты, а выше располагаются аллювиальные отложения II надпойменной террасы. Верхняя часть разреза аллювиальных отложений представлена переслаивающимися коричневыми песками, с глубины 4–6 м отложения обводнены. В средней части разреза отложений отмечается прослой серого, преимущественно текучепластичного опесчаненного суглинка мощностью 10–15 м. Нижняя часть разреза отложений представлена серым пылеватым насыщенным водой песком, с редкими прослоями текучепластичного и текучего суглинка, в подошвенной части песок мелкий и средней крупности с включением гравия.

В силу приведенных выше геологических особенностей участка, строение приповерхностного водоносного комплекса, его гидрогеологическая стратификация имеет следующая следующую структуру:

- Зона аэрации.
- Верхний, безнапорный, грунтовый горизонт, приуроченный к коричневым мелкозернистым пылеватым пескам.
- Относительно водоупорный слой серых опесчаненных суглинков.
- Нижний, напорный, горизонт, приуроченный к серым водонасыщенным пескам.
- Водоупорный слой новомихайловских глин.

Постановка барьера осуществлялась в верхний водоносный горизонт, а основанием его служил водоупорный слой серых суглинков, в процессе работ было пробурено 220 инъекционных скважин. Созданный барьер имел С-образную форму открытой стороной по направлению к потоку грунтовых вод верхнего горизонта приповерхностного водоносного комплекса. Контроль качества заполнения обводненных песков выполнялся радиолокационным методом. По результатам георадарного обследования мощность созданного барьера безопасности изменяется от 8 м во фронтальной части по потоку подземных вод, до 5 м в боковых частях, параллельных потоку подземных вод. Барьер имеет высокую однородность в центральных и средних частях и неоднородную пропитку горизонта в краевых.

Для оценки фильтрационных характеристик барьера, после его создания, непосредственно в тело барьера, были пробурены контрольные скважины, в которых проведены опытно-фильтрационные работы методом «мгновенного налива». Расчетные значения коэффициента фильтрации на основании выполненных работ показали, что коэффициент фильтрации обводненных песков снижен в краевых частях барьера в сотни, а в центральных — в тысячи раз. Оценка сорбционных свойств образцов, отобранных из созданного барьера, показала, что коэффициент распределения актинидов составил 1×10^4 см³/г.

Последующий мониторинг состояния подземных вод верхнего горизонта приповерхностного водоносного комплекса установил снижение концентраций нитрат-иона и радионуклидов в контрольных скважинах, расположенных за созданным защитным барьером, что свидетельствует о его эффективности.

Моделирование долговременных последствий сооружения внешнего барьера безопасности показало, что без его сооружения за ближайшие 300 лет нейтральный компонент (нитрат ион) за пределы хранилища распространился бы на 570 м, а актиниды — на 340 м. С учетом защитного эффекта созданного внешнего барьера безопасности распространение нейтрального компонента за пределы дна хранилища за 300 лет составит порядка 25 м, актиниды не выйдут за его пределы (рис. 2).

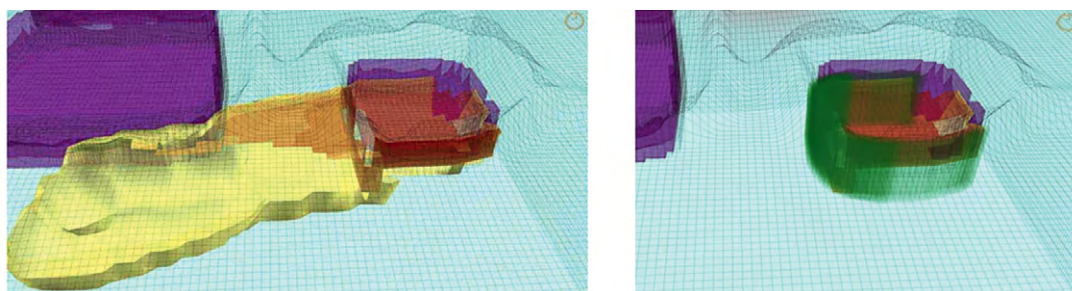


Рис. 2. 3D-модель распределения ²³⁹Pu по результатам прогнозного моделирования (а) – при отсутствии защитного барьера вокруг бассейна Б-25, (б) – его наличии.

Следующим радиационно-опасным объектом, вокруг которого была осуществлена постройка внешнего барьера безопасности, стал бассейн Б-2, который использовался радиохимическим заводом для хранения накопленных жидких РАО и их подготовки к подземному захоронению. В 1993–2014 г.г. проведены работы по ликвидации бассейна Б-2 методом засыпки чаши бассейна местным грунтом. Постройка барьера безопасности по периметру бассейна Б-2, как и для бассейна Б-25, осуществлялась в верхнем водоносном горизонте приповерхностного водоносного комплекса.

Сооружение барьера проходило в период с 2012 по 2016 годы, в процессе работ была пробурена 1081 инъекционная скважина. Для оценки качества создаваемого барьера безопасности регулярно выполнялись опытно-фильтрационные работы. Всего за период сооружения барьера безопасности выполнено 25 ОФР, которые выполнялись методом мгновенного налива в специально сооружаемые в теле барьера скважины. Среднее значение коэффициента фильтрации, полученное при выполнении ОФР в центральной части тела барьера, — $7,4 \times 10^{-4}$ м/сут., а в краевых частях тела барьера — $1,62 \times 10^{-3}$ м/сут.

По результатам мониторинга подземных вод выявлена тенденция снижения общего солесодержания и содержания нитрат-иона в контрольных скважинах, расположенных ниже по потоку за барьером безопасности. Данный факт позволяет говорить о проявляющемся положительном эффекте сооружаемого барьера.

Для оценки долговременной эффективности созданного барьера безопасности было выполнено моделирование последствий воздействия законсервированного хранилища при наличии барьера и его отсутствии. На первом этапе была создана модель приповерхностного водоносного комплекса в районе размещения поверхностных хранилищ ЖРО СХК. На этой модели была выполнена калибровка расхода воды через ее границы, а также калибровка фильтрационных и емкостных параметров водоносных горизонтов. На следующем этапе была создана модель-врезка, которая рассматривала непосредственно участок размещения бассейна Б-2.

После калибровки на модели размещения поверхностных хранилищ ЖРО СХК были выполнены расчеты положения гидродинамических поверхностей в обоих водоносных горизонтах приповерхностного водоносного комплекса. Полученные в результате гидродинамических расчетов напоры переносились на границы модели-врезки, на которой выполнялись миграционные расчеты.

На рисунках 3,4 приведены вертикальные профили распределения нейтрального компонента и ^{239}Pu , отражающие результаты моделирования долговременных последствий консервации бассейна Б-2 при отсутствии внешнего барьера безопасности и при его наличии.

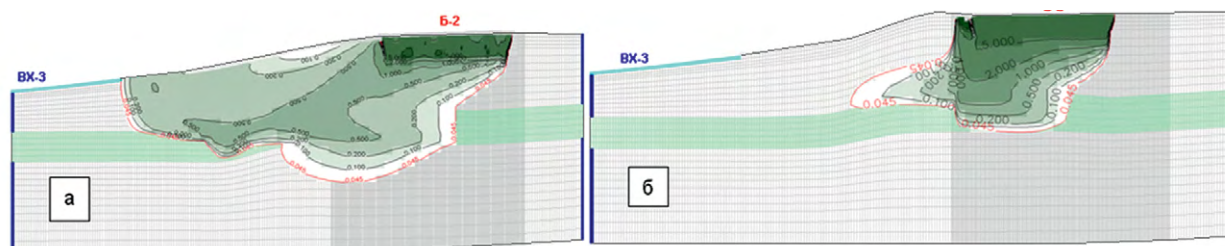


Рис. 3. Вертикальные субширотные профили распределения нейтрального компонента по результатам моделирования, при отсутствии (а) и наличии (б) внешнего барьера безопасности. Глубина прогноза составляет 300 лет.

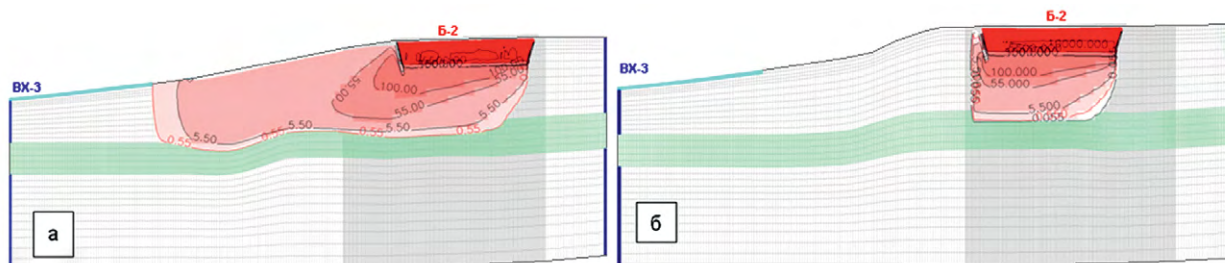


Рис. 4. Вертикальные субширотные профили распределения ^{239}Pu по результатам моделирования, при отсутствии (а) и наличии (б) внешнего барьера безопасности. Глубина прогноза составляет 300 лет.

Таким образом, полученные результаты наглядно демонстрируют эффективность созданных внешних барьеров безопасности на обоих хранилищах.

Дезактивация металла при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов

Доильницын В.А., Акатов А.А., Коряковский Ю.С.

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт
(технический университет), Санкт-Петербург*

e-mail: doilnitsyn@mail.ru

Аннотация. *Рассмотрен вопрос о целесообразности и обоснованности дезактивации металла на стадии вывода из эксплуатации радиационно опасных объектов. Рассмотрены экономические и технологические аспекты дезактивации. Отмечена значимость переработки, хранения и окончательной изоляции вторичных радиоактивных отходов, образующихся в процессе дезактивации.*

Ключевые слова: радиационно опасный объект, вывод из эксплуатации, дезактивация металла, технологии дезактивации, вторичные радиоактивные отходы.

Metal decontamination during decommissioning of radiation hazardous facilities

V.A. Doilnitsyn, A.A. Akatov, Yu.S. Koryakovskiy

Saint-Petersburg State Institute of Technology (technical university), Saint-Petersburg

e-mail: doilnitsyn@mail.ru

Abstract. *The article approaches the issue of expediency and feasibility of metal decontamination at the stage of decommissioning of radiation hazardous facilities. Economic and technological aspects of decontamination are discussed. The significance of processing, storage and final isolation of secondary radioactive waste generated during decontamination is noted.*

Keywords: radiation hazardous facilities, decommissioning, metal decontamination, decontamination technologies, secondary radioactive waste.

Дезактивация металла при выводе из эксплуатации радиационно опасных объектов (ВЭ РОО) может иметь целью [1-3]:

- снижение дозовой нагрузки на персонал, в т.ч. ведущий демонтажные работы;
- снижение объема отходов, направляемых на окончательную изоляцию;
- утилизацию металла в исходной форме или в виде вторичного сырья.

Проведение дезактивации должно быть обосновано не только с точки зрения безопасности персонала, населения и окружающей среды, но и с позиции экономической целесообразности. Это означает, что перед выбором стратегии обращения с радиоактивно загрязненным металлом должна быть проведена сравнительная технико-экономическая оценка как минимум двух вариантов:

- (1) окончательная изоляция металла без проведения дезактивации,
- (2) дезактивация металла с возможной окончательной изоляцией вторичных РАО.

В первом случае дозовые нагрузки, вероятность выбросов и сбросов, а также связанные с ними краткосрочные радиационные риски для персонала и населения возможно окажутся более низкими из-за меньшего числа операций, производимых с радиоактивно загрязненным металлом. Однако такой подход может повлечь более высокие радиационные риски в отдаленной перспективе, а также создать дополнительные расходы на окончательную изоляцию больших объемов отходов.

Именно поэтому решение о применении дезактивации как части программы обращения с радиоактивно загрязненным металлом должно приниматься с учетом возможности выхода радиоактивных загрязнителей в окружающую среду в течение всего временного периода сохранения потенциальной опасности отходов.

Чрезвычайно важен экономический аспект вопроса дезактивации. Практика и проведенные нами оценки показывают, что значительного снижения расходов на обращение с радиоактивно загрязненным металлом можно добиться только в том случае, когда осуществляется вывод металла из-под радиационного контроля или из категории радиоактивных отходов, или же возможен перевод металлических отходов в класс с более низким тарифом на захоронение. Для достижения этой цели необходима технология или цепочка технологий дезактивации, которые обладают высокой эффективностью, производительностью, безопасностью, потенциалом автоматизации и низким объемом вторичных отходов. Желательно, чтобы образующиеся вторичные отходы могли быть переработаны с целью кондиционирования на имеющихся или – что менее желательно – вновь создаваемых мощностях.

Наконец, эффективность планируемого к применению способа дезактивации в отношении конкретной партии радиоактивно загрязненного металла должна быть доказана предварительно — в ходе лабораторных испытаний и последующих испытаний непосредственно на объекте с использованием стендовых установок. Только после прохождения этих стадий НИР и НИОКР можно ожидать получения надежных, проверенных исходных данных для проектирования соответствующих производств. Современный опыт показывает, что пренебрежение указанными стадиями в процессе проектирования сопряжено с большими денежными, временными и иными потерями. Вернемся к экономическим оценкам дезактивации металла. На рисунке 1 представлены результаты расчета прогнозируемых расходов на обращение с 1 м^3 непрессуемых металлических РАО с удельной активностью 105 кБк/кг (III класс) при различных значениях коэффициента дезактивации. Максимальные экономически целесообразные траты на дезактивацию загрязненного металла ($q_{\text{дез}}$) определяются величиной зазора между синей и зеленой линиями на представленном рисунке.

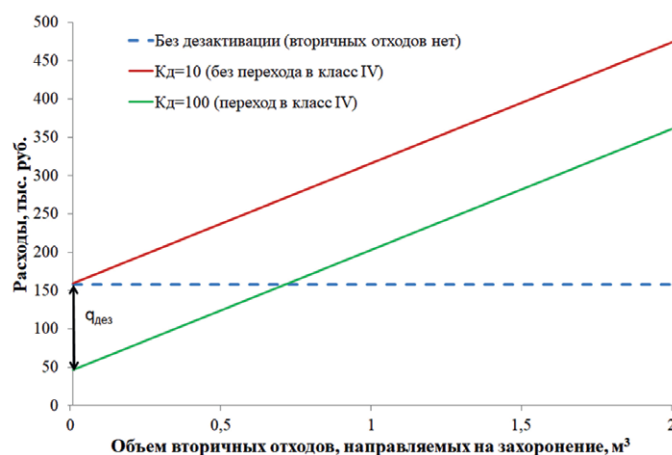


Рис. 1 Зависимость расходов на обращение с 1 м^3 непрессуемых металлических РАО с удельной активностью 105 кБк/кг (III класс) от объема передаваемых на окончательную изоляцию вторичных РАО. Зазор между синей и зеленой линиями определяет возможные предельные затраты на дезактивацию $q_{\text{дез}}$

Из рисунка следует, что малый достигаемый коэффициент дезактивации, а также большие объемы вторичных отходов могут сделать дезактивацию экономически нецелесообразной. Хорошо видно, что коэффициент дезактивации (кратность снижения уровня радиоактивного загрязнения), не обеспечивающий перевод отходов в класс с более низким тарифом на захоронение, при любых объемах вторичных отходов дает затраты выше, чем при окончательной изоляции металла без дезактивации. Одновременно более высокий коэффициент дезактивации, гарантирующий перевод в класс с меньшим тарифом, обеспечивает экономическую эффективность, но только при малом объеме вторичных отходов. Следует отметить, что расчеты проведены исключительно исходя из тарифа на окончательную изоляцию РАО Национальным оператором. Стоимость контейнеризации, транспортирования от места появления и кондиционирования РАО до площадки расположения ПЗРО не учитываются. Эти статьи затрат также могут быть уменьшены при обращении с отходами с более низким уровнем загрязнения.

Итак, дезактивация радиоактивно загрязненного металла способна дать значимый экономический эффект при наличии высокоэффективной и малоотходной технологии дезактивации, которая легко автоматизируется, характеризуется низким уровнем опасности для персонала и окружающей среды и обладает необходимой производительностью. Все перечисленные требования сужают арсенал возможных для применения известных технологий дезактивации.

В целом, для дезактивации металла при ВЭ ЯРОО в различное время на различных объектах применялись как чисто химические процессы (двухванные окислительно-восстановительные, одностадийные окислительные или с применением агрессивных реагентов), так и процессы с электрохимической или ультразвуковой интенсификацией, а также технологии, в которых используется абразивный эффект [5-8, 9-11]. Отдельно можно упомянуть приемы дезактивации пенами, пастами/гелями, съемными покрытиями и т.д., имеющими, скорее, отношение к преддемонтажной очистке поверхностей [11, 12].

Погружная дезактивация с использованием растворов химических реагентов является классическим методом, однако к числу ее главных недостатков относится большой объем вторичных жидких отходов, а также необходимость интенсивного перемешивания и подогрева раствора. Кроме того, окислительно-восстановительные процессы обеспечивают удаление только оксидной пленки и не затрагивают основной металл, в котором также могут находиться радиоактивные загрязнения. Поэтому в целях ВЭ радиационно опасных объектов следует рассматривать способы, в которых задействованы агрессивные растворы (кислые растворы, содержащие Ce^{4+} , другие добавки, интенсифицирующие растворение металла и оксидов металлов, смесь азотной и плавиковой кислот, растворы тетрафторборной, серной или соляной кислоты и т.д.), или такие методы, в которых осуществляется внешняя интенсификация процесса дезактивации. К таким методам можно отнести наложение ультразвукового поля от внешнего ультразвукового генератора и одновременное создание разности потенциалов между дезактивируемым металлом (анодом) и вспомогательным электродом (катодом) от источника постоянного тока. Этот метод позволяет существенно поднять эффективность и скорость протекания дезактивации, снизить концентрацию реагентов, в результате чего резко (примерно на порядок) уменьшается объем вторичных отходов. Эти технологии также относятся к числу проверенных, надежных способов очистки радиоактивно загрязненного металла [6]. В то же время, указанная технология, несмотря на все ее достоинства, может быть недостаточно эффективной в случаях, когда на поверхности дезактивируемого металла находится толстый слой продуктов коррозии (например, сильно прокорродировавшее оборудование или элементы строительных конструкций, выполненные из углеродистой стали), слои краски, смазки, защитные покрытия. Кроме того, для ультразвуковой и электрохимической обработки характерна низкая эффективность очистки скрытых частей, отверстий, внутренних поверхностей труб.

Методы дезактивации, в основе которых лежит абразивное воздействие на поверхность металла, чаще всего демонстрируют высокую эффективность, производительность и широко применяются в промышленности. Тем не менее, очевидным минусом этой технологии является образование радиоактивной пыли или аэрозолей, что требует наличия системы тонкой очистки воздуха, для которой наиболее сложной средой может оказаться пыль с каплями воды. Кроме того, эффективность абразивной дезактивации может снижаться при реализации «эффекта молота», когда абразив «вбивает» загрязнение в поверхность, что характерно, например, для нержавеющей стали.

Нам представляется, что весьма перспективным технологическим направлением является сочетание механической, например, абразивной технологии с технологией растворной электрохимической-ультразвуковой дезактивации [13].

Если говорить о развитии существующих или разработке новых способов дезактивации, то здесь следует выделить два аспекта.

Во-первых, на практике стараются использовать классические, проверенные технологии, оборудование для которых является коммерчески доступным. Это в значительной степени ограничивает внедрение инноваций, поэтому все новшества в сфере дезактивации металла имеют эволюционный характер и относятся к увеличению

безопасности, производительности, удобства и экономической эффективности применяемых устройств. Во-вторых, разработка новых технологий явно «буксует», о чем говорит сравнительно низкая интенсивность отечественного патентования в этой сфере (см. рис. 2), равно как и малое количество работ (статей, монографий, учебных пособий) по проблеме дезактивации в целом [8-11], отмечаемое авторами в ходе подготовки информационно-аналитических обзоров.

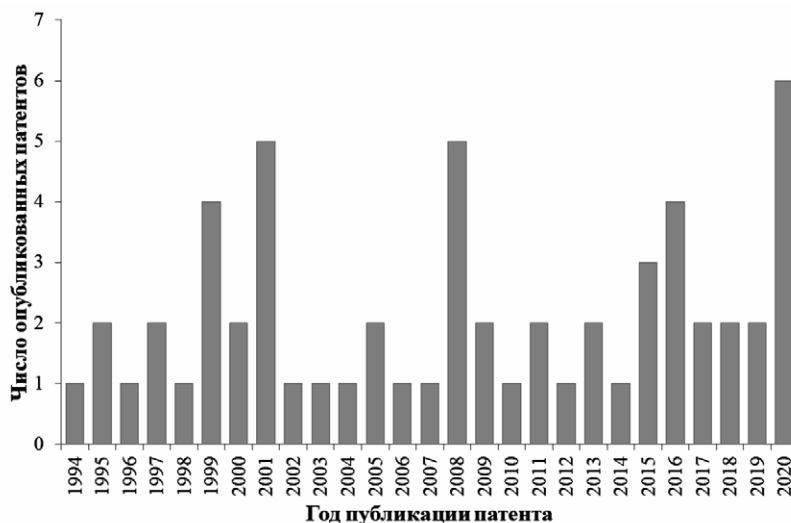


Рис. 2 Статистика публикации патентов РФ, относящихся к способам и устройствам для дезактивации металла за 1994-2020гг.

Необходимо отметить еще одну проблему: практически отсутствует нормативно-методическая база, позволяющая обосновать выбор и применение метода измерения удельной активности металла после проведения дезактивации. В связи с отсутствием современных методик и аппаратуры, позволяющих надежно определять удельную активность низкого и очень низкого уровня, часто невозможно оперативно доказать факт достижения уровней активности, позволяющих выводить очищенный металл из-под радиационного контроля. На практике это может привести к необходимости переплава партии очищенного металла для достижения равномерного распределения радионуклидных загрязнений по всему объему расплавленного металла, из которого удобно извлекать пробы для радиохимического анализа. Это приведет к дополнительным денежным расходам и тратам дополнительного времени на подготовку и проведение анализа.

В принципе, можно отказаться от необходимости точного определения очень низкого значения удельной активности металла. Это возможно при использовании недостаточно чистого металла для решения ряда практических задач, например, возможно использование слабозагрязненного металла непосредственно на площадке выводимого из эксплуатации объекта для изготовления толстостенных металлических контейнеров, в которых могут размещаться САО, приближающиеся по удельной активности к ВАО. Потребность в таких контейнерах становится все более очевидной [14]. Металл, прошедший дезактивацию, ставший низкоактивным и не содержащий долгоживущих радионуклидов, может быть использован также для изготовления элементов радиационной защиты, для изготовления арматуры железобетонных конструкций, используемых для сооружения пунктов долговременного хранения РАО на площадке выводимого из эксплуатации объекта и для решения других задач.

Отмеченные выше способы преддемонтажной дезактивации (с помощью съемных пленочных или многослойных покрытий, паст/гелей и др.) также заслуживают более внимательного рассмотрения. Их использование целесообразно, к примеру, в случаях, когда радиоактивное загрязнение располагается локально, отдельными «пятнами». В подобных ситуациях предварительная дезактивация «по месту» дает возможность снять значительную часть активности перед механической или погружной, растворной дезактивацией и, таким образом, позволит повысить суммарную эффективность дезактивации и увеличить вероятность очистки металла до уровней ниже допустимых с перспективой полного вывода металла из-под радиационного контроля.

Технологии локальной дезактивации полезно иметь в арсенале на соответствующих участках дезактивации, а внедрение новых способов и приемов преддемонтажной обработки, позволяющих эффективно удалять с поверхности металлов локальные загрязнения, в том числе прочнофиксированные загрязнения, следует признать актуальной задачей.

Список литературы

1. Kinnunen, P. *ANTIOXI Decontamination techniques for activity removal in nuclear environments. EURATOM FP6 Programme. RESEARCH REPORT No VTT-R-00299-08. 12.3.2008.* – URL: <https://www.vtt.fi/inf/julkaisut/muut/2008/VTT-R-00299-08.pdf> (дата обращения: 12.03.2020). – Режим доступа: свободный.
2. *Dismantling Techniques, Decontamination Techniques, Dissemination of Best Practice, Experience and Know-how: Final Report. EC-CND, Co-ordination Network on Decommissioning, 2009.* – 95 p.
3. Noynaert, L. *Decontamination processes and technologies in nuclear decommissioning projects / L. Noynaert // In: Laraia M. (ed). Nuclear Decommissioning.* – Elsevier BV, 2012. – P. 319-345. – DOI: 10.1533/9780857095336.2.319.
4. *Повышение эффективности дезактивации металлических радиоактивных отходов с использованием ультразвука и электрохимии/Н.М. Лебедев, А.Н. Арефьева, А.П. Васильев, Г.В. Дубинин, В.А. Доильницын, А.А. Акатов//Доклады X Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (Москва, 25-27 мая 2016 г.) – М.: Росэнергоатом, 2016, – с. 358-361.*
5. Kaul, A. *8 Decontamination/A. Kaul, M. Lash//In: Kaul A., Becker D. (eds). Radiological Protection. Landolt-Börnstein – Group VIII Advanced Materials and Technologies (Numerical Data and Functional Relationships in Science and Technology).* – Vol 4. – Berlin, Heidelberg: Springer, 2005. – P. 259-294. – DOI: 10.1007/10723325_8.
6. Cumo, M. *Decommissioning of Nuclear Plants/M. Cumo//In: Cacuci D.G. (ed) Handbook of Nuclear Engineering.* – Boston, MA: Springer, 2010. – P. 2999-3252. – DOI: 10.1007/978-0-387-98149-9_27.
7. *INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. New methods and techniques for decontamination in maintenance or decommissioning operations, IAEA-TECDOC-1022.* – Vienna: IAEA, 1998. – URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1022_web.pdf (дата обращения: 12.03.2020). – Режим доступа: свободный.
8. *Управление радиационной обстановкой. Методы прогнозирования и планирования. Технологии дезактивации помещений и оборудования 1-го контура РБМК/ О. Г. Черников [и др.]. – Сосновый бор: Ленэнерго, 2012. – 366с.*
9. *Дезактивация объектов ядерного топливного цикла. Вып. 1: Основы дезактивации. Способы и технические средства дезактивации/В.Г. Крицкий, Ю.А. Родионов. – Санкт-Петербург: КСИ-Принт, 2013. – 464 с.*
10. *Дезактивация объектов ядерного топливного цикла. Вып. 2: Дезактивация АЭС и ЯЭУ с водным теплоносителем/ В.Г. Крицкий, Ю.А. Родионов. – Санкт-Петербург: КСИ-Принт, 2016. – 474 с.*
11. *Скачек М.А. Радиоактивные компоненты АЭС: обращение, переработка, локализация: учебное пособие для вузов/ Скачек М.А. – Москва: Издательский дом МЭИ, 2014. – 552 с.*
12. *Коряковский, Ю.С. Способы повышения эффективности удаления прочнофиксированных радиоактивных загрязнений при химической дезактивации по месту (in situ)/Ю.С. Коряковский, В.А. Доильницын, А.А. Акатов//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – №4. – С. 76-88.*
13. *Технологические, экономические и организационные аспекты дезактивации радиоактивно загрязненного металла с использованием совмещенного электрохимического-ультразвукового метода/В.А. Доильницын, А.А. Акатов, Н.М. Лебедев, А.Н. Грот, А.П. Васильев//Сборник докладов Третьего научно-технического семинара «Проблемы переработки и кондиционирования радиоактивных отходов» (Санкт-Петербург, 24-28 июня 2019 г.) – СПб:ООО «Цифрофсет», 2019, – с. 104-110.*
14. *Радченко М.В. Многоцелевые упаковки для радиоактивных отходов/М.В. Радченко, Л.А. Кормилицына, Ю.И. Матюнин, В.Г. Могулян//Радиоактивные отходы – 2017. – №1. – С. 75-85.*

МАГАТЭ: руководство по безопасности при выводе из эксплуатации медицинских, промышленных и исследовательских объектов

В.А. Ильин, к.т.н.

ФГУП «РАДОН»

e-mail: VaAlyin@radon.ru

Аннотация. Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) в своей деятельности ориентировано на консолидацию положительного опыта эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и лучших технологических практик обращения с отходами, образующимися на всех возможных стадиях эксплуатации и вывода из эксплуатации ОИАЭ. Настоящий материал посвящен краткому обзору основных положений нового документа «Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities No.SSG-49», опубликованного МАГАТЭ в 2019 году и посвященного требованиям реализации мероприятий безопасности при планировании и выполнении работ по выводу из эксплуатации (ВЭ) малых ОИАЭ — медицинских, промышленных и исследовательских объектов.

Ключевые слова: безопасность, вывод из эксплуатации, радиоактивные отходы, ядерно и радиационно-опасные объекты, комплексное инженерное радиационное обследование, радиационное (радиологическое) обследование, структуры, системы и компоненты.

IAEA: safety guide for medical, industrial and research facilities decommissioning

Vadim A. Ilyin

RADON FSUE

e-mail: VaAlyin@radon.ru

Abstract. One of the International Atomic Energy Agency's (IAEA) activities is to consolidate the best practices in operation of atomic energy facilities (AEF) and technologies for management of radioactive waste arising from all feasible stages of the AEF operation and decommissioning. The Safety Standard Guidance «Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities No.SSG-49» published in 2019 is dedicated to requirements on safety at decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities.

Keywords: safety, decommissioning (Decom), radioactive waste (RAW), nuclear and radiation hazardous objects (NRHO), complete engineer and radiological survey (CERS), radiological survey (RS), structures, systems and components (SSCs).

Введение

Одной из ключевых публикаций МАГАТЭ является серия документов «Нормы безопасности».

Серия документов «Нормы безопасности» состоит из трех категорий публикаций: «Основы безопасности», «Требования безопасности» и «Руководство по безопасности».

На рисунке 1 представлена структура стандартов «Норм безопасности» МАГАТЭ.

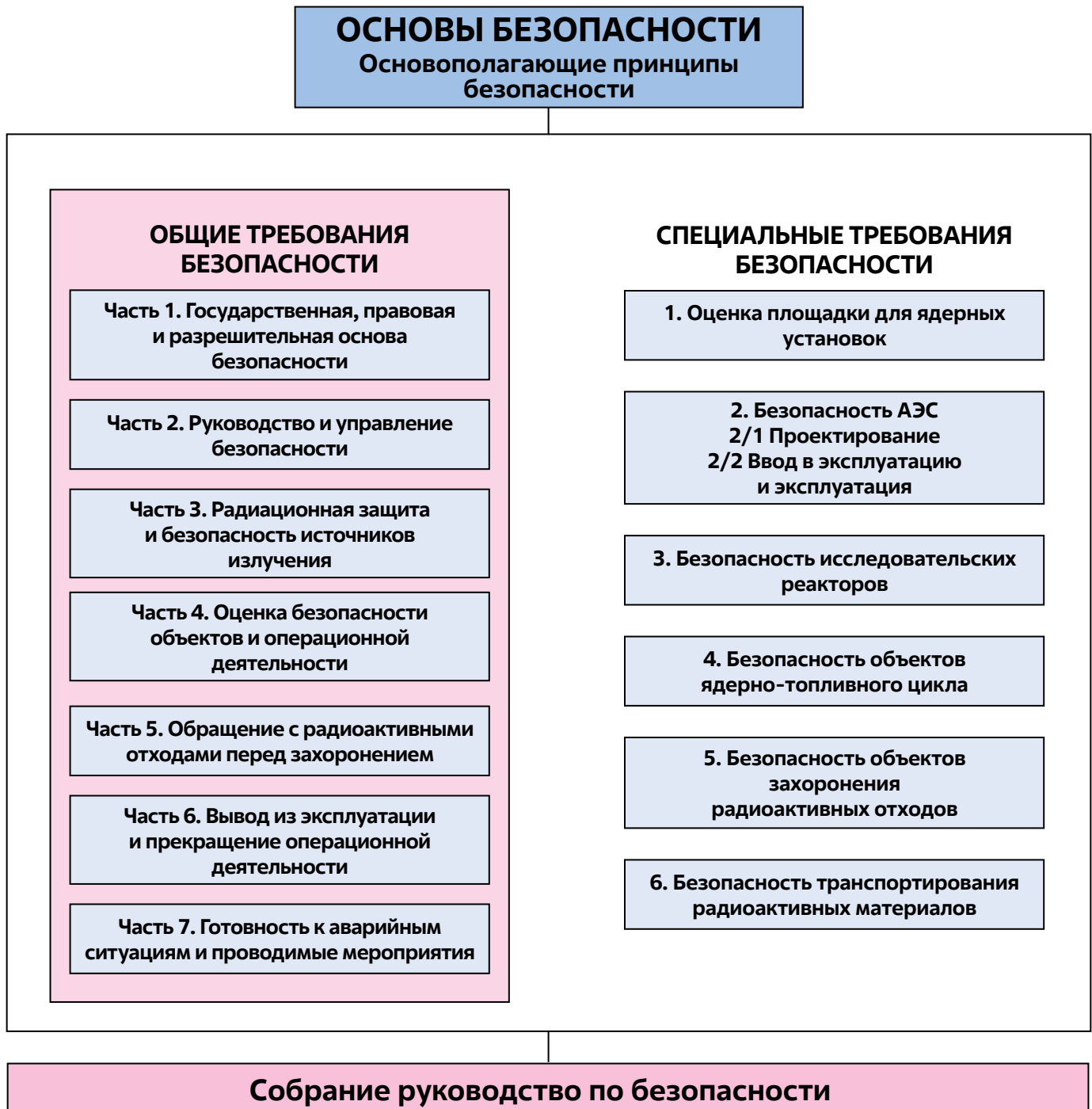


Рис. 1. Долгосрочная структура стандартов безопасности МАГАТЭ

В разработку стандартов безопасности вовлечены Секретариат МАГАТЭ и его пять комиссий по безопасности. Все страны-члены МАГАТЭ могут номинировать своих представителей-экспертов в перечисленные комитеты для работы над проектами стандартов.



На рисунке 2 представлен порядок формирования и рассмотрения стандартов безопасности.

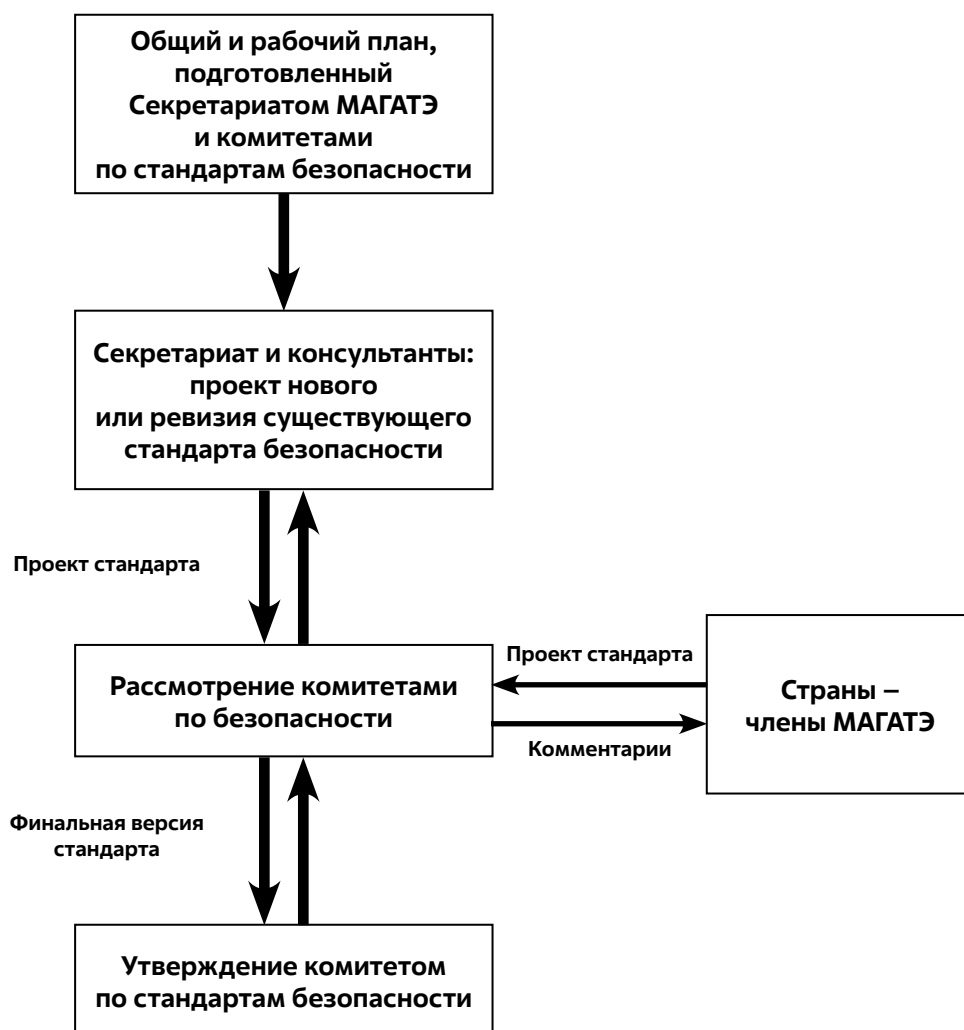


Рис. 2. Процесс разработки нового стандарта безопасности или пересмотра действующего стандарта

В настоящем информационном сообщении приведен краткий обзор основных положений руководства по безопасности (РБ) «Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities No.SSG-49», IAEA, Vienna (2019), опубликованного МАГАТЭ спустя 20 лет после выхода первой редакции в 1999 году [1]. Публикация РБ No.SSG-49 на русском и других официальных языках МАГАТЭ не предполагается. Поэтому настоящее информационное сообщение будет полезным для ознакомления с основными положениями специалистами, занимающимся вопросами вывода из эксплуатации.

Основные положения РБ No.SSG-49

Основные положения стандарта No.SSG-49 изложены в 15 общих требованиях безопасности.

Требование 1. Оптимизация защиты и безопасности при ВЭ ОИАЭ [2]

«Облучение при ВЭ ОИАЭ должно рассматриваться как плановый сценарий, и соответствующие базовые стандарты безопасности должны применяться соответствующим образом при проведении ВЭ».

Организационно-технические мероприятия по радиационной защите должны быть отражены в планах по ВЭ и должны соответствовать национальным нормативным требованиям при организации радиационной защиты.

Требование 2. Дифференцированный подход к ВЭ ОИАЭ [2]

«Дифференцированный подход, соответствующий величине и возможным радиационным рискам, возникающим в процессе ВЭ, должен применяться во всех случаях ВЭ, при определении диапазона и уровня детализации любого конкретного объекта».

Необходимость применения дифференцированного подхода при выводе любого ОИАЭ обусловлена значительным разнообразием мероприятий, которые необходимо применить и, которые должны быть соизмеримы с видом и величиной рисков опасности, а также их потенциальных последствий для персонала, выполняющего ВЭ, населения и окружающей среды.

Требование 3. Оценка безопасности при ВЭ ОИАЭ [2]

«Безопасность должна оцениваться для всех объектов, для которых планируется ВЭ и для всех объектов, которые уже находятся в процессе ВЭ».

Оценка безопасности необходима для определения защитных мер для персонала, населения и окружающей среды [3]. Лицензиат (эксплуатирующая организация – ЭО) должен контролировать работу подрядчиков по разработке оценки безопасности. Результаты оценки безопасности требуется актуализировать по мере необходимости и предоставлять на согласование регулирующего органа.

Требование 4. Ответственность государства при ВЭ ОИАЭ [2]

«Государство (в лице правительства) обязано установить и поддерживать государственный, правовой и регулирующий базис, в рамках которого все аспекты ВЭ, включая и обращение с образующимися радиоактивными отходами, можно запланировать и безопасно выполнить. Этот базис должен обеспечивать прозрачность распределения ответственности, независимость регулирующих функций и обязательность выполнения требований в отношении финансовых гарантий при ВЭ».

Несмотря на предпочтительность нахождения регулирующей ответственности в ведении единственного регулирующего органа, возможен вариант разделения такой ответственности между несколькими органами. Одним из главных обязательств правительства является разработка механизма гарантировано правильного и своевременного финансирования ВЭ ОИАЭ.

Требование 5. Ответственность регулирующего органа при ВЭ ОИАЭ [2]

«Регулирующий орган должен регулировать все аспекты ВЭ на всех стадиях жизненного цикла объекта, от начального планирования ВЭ в процессе выбора площадки для сооружения объекта и проекта самого объекта до завершения действий по ВЭ и прекращения права (лицензии) на ВЭ. Регулирующий орган должен установить требования безопасности для ВЭ, в том числе и требования к обращению с образующимися радиоактивными отходами и адаптировать нормативные требования и руководства. Регулирующий орган должен также принимать меры в обеспечение выполнения этих требований».

При выработке требований регулирующий орган должен четко определять объекты и мероприятия по ВЭ. Должны быть установлены критерии и нормативные требования безопасности в отношении всех аспектов ВЭ, в том числе и обращения с радиоактивными отходами. В рамки функциональной ответственности регулирующего органа входит много задач. Вот некоторые из них:

- контроль утверждение, пересмотр и отзыв нормативных требований и руководств к ним;
- определение требований к механизму финансирования ВЭ;
- непрерывный инспекционный контроль при ВЭ;
- взаимодействие с лицензиатом (ЭО);
- информирование населения и заинтересованных сторон о ключевых решениях в отношении ВЭ ОИАЭ, с целью обеспечения прозрачности и открытости выполняемых мероприятий.

Требование 6. Ответственность лицензиата (ЭО) при ВЭ ОИАЭ [2]

«Лицензиат (ЭО) должен планировать и проводить мероприятия по ВЭ в соответствии с правом (положениями действующей лицензии) на ВЭ и требованиями, изложенными в соответствии с национальным правом и нормативной базой. Лицензиат (ЭО) должен отвечать за все аспекты обеспечения безопасности, радиационной защиты и защиты окружающей среды при проведении ВЭ».

Лицензиат отвечает за наличие и квалификационную подготовку и обучение персонала для выполнения работ по ВЭ, за общую безопасность работ, за соответствие достигнутых результатов ВЭ установленным в финальном плане критериям конечного состояния площадки объекта, за хранение информации. Лицензиат (ЭО) должен провести оценку затрат на ВЭ и обеспечить финансовые гарантии и ресурсы на покрытие этих затрат, в том числе и при обращении с образующимися радиоактивными отходами.

Требование 7. Интегрированная система управления ВЭ [2]

«Лицензиат (ЭО) должен гарантировать, что интегрированная система управления будет охватывать все аспекты ВЭ».

Лицензиат (ЭО) должен определить, внедрить и постоянно улучшать интегрированную систему управления (ИСУ) ВЭ ИСУ обеспечивает единое общее пространство, в котором реализуется проект ВЭ. Это пространство должно включать в себя планирование ВЭ, проведение мероприятий ВЭ и завершение ВЭ, в том числе и управление информацией по ВЭ. Общие требования и руководства по ИСУ представлены в стандартах МАГАТЭ [4 – 6].

Требование 8. Выбор стратегии ВЭ ОИАЭ [2]

«Лицензиат (ЭО) должен выбрать стратегию ВЭ, которая станет базой для планирования ВЭ. Эта стратегия должна соответствовать национальной политике по обращению с радиоактивными отходами».

Целевым назначением выбора стратегии ВЭ является то, что она служит базисом для планирования ВЭ, позволяет существенно облегчить задачу достижения конечного состояния проекта по ВЭ. На сегодняшний день приняты два варианта стратегии ВЭ – немедленный демонтаж и отложенный демонтаж объекта. Выбор стратегии ВЭ носит прогрессивный характер и первоначально определяется в начальном плане ВЭ. В соответствие с выбранной стратегией ВЭ в финальном плане ВЭ должны быть представлены и описаны сроки и последовательность мероприятий и работ по ВЭ, а так же приведены расчеты по оптимизации безопасности и защиты персонала, населения и окружающей среды. Для многообъектовых площадок выбор стратегии ВЭ площадки в целом зависит от взаимозависимости объектов на ней.

Требование 9. Финансирование ВЭ ОИАЭ [2]

«Ответственность в отношении финансового обеспечения ВЭ должна быть определена в национальном законодательстве. Это обеспечение должно устанавливать механизм предоставления надежных источников финансирования и гарантировать, что они будут в наличии, когда наступит необходимость в них для обеспечения безопасного ВЭ».

Объем финансирования должен всегда соответствовать выбранной стратегии и мероприятиям, описываемым в плане по ВЭ. Финансовые гарантии на ВЭ должны быть включены в заявку на получение права (лицензии) и быть в наличие до начала строительства или эксплуатации объекта. Финансовые ресурсы, необходимые для ВЭ, формируются на основе расчета сметы затрат. Смета затрат ВЭ должна охватывать все мероприятия необходимые для планирования и выполнения ВЭ. Для разных этапов планирования ВЭ (начальный, актуализированный и финальный) соответственно готовится своя смета затрат (соответственно, порядок затрат на ВЭ, бюджет ВЭ и установленные затраты на ВЭ). Ответственность за подготовку сметы затрат несет лицензиат (ЭО), но подготовку сметы может выполнить подрядная организация.

Требование 10. Планирование ВЭ ОИАЭ [2]

«Лицензиат (ЭО) должен подготовить план ВЭ и актуализировать его на протяжении всего жизненного цикла объекта в соответствии с требованиями регулирующего органа (организации), для того чтобы показать, что ВЭ может быть выполнен безопасно до намеченного конечного состояния».

Планирование ВЭ объекта упрощает сам процесс ВЭ, дает возможность оптимизировать защиту персонала, населения и окружающей среды, минимизирует образование радиоактивных отходов и позволяет проводить расчет затрат ВЭ. По степени детализации различают три типа планов ВЭ: начальный, актуализированный и финальный. Рисунок 3 дает общее представление о ходе разработки и внесения изменений в планирование ВЭ объекта.

Требование 11. Финальный план ВЭ ОИАЭ [2]

«Прежде чем проводить мероприятия по ВЭ должен быть подготовлен и представлен для рассмотрения и согласования регулирующим органом финальный план ВЭ».

Финальный план ВЭ предоставляется в регулирующий орган для рассмотрения и согласования до начала его реализации. Финальный план ВЭ должен отражать методологию и критерии, которыми будет руководствоваться лицензиат (ЭО) при ВЭ объекта.

Важной составляющей финального плана ВЭ является оценка безопасности. Лицензиат (ЭО) должен подготовить этот документ для предоставления регулирующему органу (организации). Для подготовки полноценного документа по оценке безопасности лицензиат (ЭО) должен заблаговременно провести радиологические и технические обследования объекта и площадки.

Требование 12. Проведение работ по ВЭ ОИАЭ [2]

«Лицензиат (ЭО) обязан реализовывать финальный план по ВЭ, в том числе и обращение с радиоактивными отходами, в соответствии с национальными правилами регулирования».

Проведение работ по ВЭ объекта должно проходить в соответствие с финальным планом, утвержденным регулирующим органом.

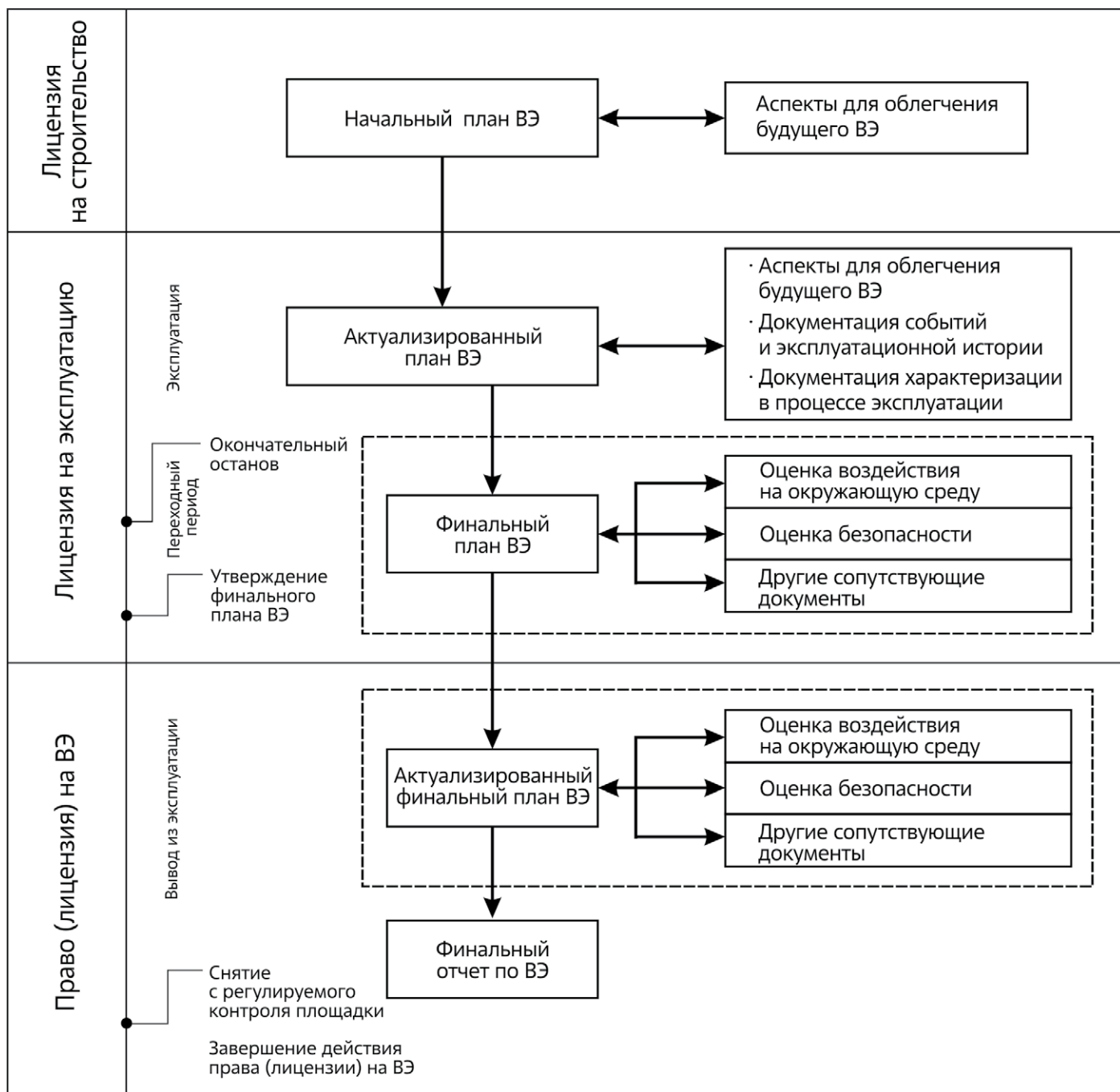


Рис. 2. Процесс разработки нового стандарта безопасности или пересмотра действующего стандарта

Знание технической информации по объекту и надлежащий контроль выполнения работ важно для минимизации возможного загрязнения в результате проливов, выбросов, аварий и других негативных событий. К началу ВЭ все готовые к удалению радиоактивные материалы и радиационные источники должны быть удалены. По мере выполнения работ по ВЭ могут возникать новые опасности. Необходимо обсуждение возникающих новых рисков опасности на ежедневных брифингах и совещаниях по обмену информацией. Может потребоваться внесение изменений в инфраструктуру объекта с целью упрощения демонтажа или подготовки к периоду безопасного сохранения.

Требование 13. Подготовка к аварийным ситуациям при ВЭ ОИАЭ [2]

«В обязательном порядке должны быть подготовлены и поддерживаться в полной готовности мероприятия по устранению аварийных ситуаций при ВЭ соразмерные возможным рискам, а о событиях, имеющих значительное влияние на безопасность, необходимо в обязательном порядке и своевременно сообщать в регулирующий орган (организацию)».

Согласно стандарту [7] мероприятия полной готовности к аварийным ситуациям должны быть подготовлены в виде плана действий по аварийным ситуациям. Лицензиат (ЭО) должен подтвердить наличие соответствующих ресурсов, включая квалифицированный персонал, необходимое оборудование, средства связи, средства логистической поддержки и реагирования в аварийных ситуациях.

Требование 14. Обращение с радиоактивными отходами при ВЭ ОИАЭ [2]

«При ВЭ для всех потоков отходов необходимо организовать обращение с радиоактивными отходами».

При ВЭ необходимо разработать план по обращению со всеми видами отходов. Такой план должен описывать как будут удаляться отходы и как будет происходить отделение радиоактивных отходов от нерадиоактивных.

Образующиеся отходы должны быть разделены на различные категории (радиоактивные – нерадиоактивные, опасные – неопасные) в соответствии с принятыми процедурами и критериями.

Особое внимание следует уделить вопросу исключения смешивания отходов разной категории и образования вторичных отходов.

Минимизации отходов можно добиться на стадии проведения дезактивационных работ, путем контроля загрязнения оборудования, правильного разделения и применения эффективных методов переработки.

Требование 15. Завершение работ по ВЭ ОИАЭ и прекращение действия права (лицензии) на ВЭ [2]

«По завершении работ по ВЭ лицензиат (ЭО) должен продемонстрировать, что критерии конечного состояния, определенные в финальном плане ВЭ и любые дополнительные требования регулирующего органа (организации) достигнуты. Регулирующий орган (организация) должен верифицировать соответствие критериев конечного состояния и принять решение о прекращении действия права (лицензии) на ВЭ».

Завершающим мероприятием ВЭ объекта является радиологическое обследование площадки размещения объекта с целью получения данных конечного состояния площадки после ВЭ объекта. Разрешительный орган проводит инспекцию в процессе выполнения лицензиатом (ЭО) радиологического обследования.

В случае отклонения результатов обследования от критериев и параметров, установленных в плане ВЭ лицензиат (ЭО) должен повторно провести оценку состояния площадки и предоставить эти результаты на рассмотрение и согласование разрешительному органу.

В случае если полученные результаты с отклонениями неприемлемы или не обоснованы, регулирующий орган имеет право потребовать от лицензиата (ЭО) продолжить работы по ВЭ до достижения заданных в плане ВЭ параметров.

Список литературы

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities*, IAEA Safety Standards Series No. WS-G-2.2, IAEA, Vienna (1999).
2. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Decommissioning of Facilities*, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 6, IAEA, Vienna (2014).
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Safety Assessment for Facilities and Activities*, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4 (Rev. 1), IAEA, Vienna (2016).
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Leadership and Management for Safety*, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 2, IAEA, Vienna (2016).
5. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Application of the Management System for Facilities and Activities*, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *The Management System for the Processing, Handling and Storage of Radioactive Waste*, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.3, IAEA, Vienna (2008).
7. FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL CIVIL AVIATION ORGANIZATION, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, INTERPOL, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, PREPARATORY COMMISSION FOR THE COMPREHENSIVE NUCLEAR-TEST-BAN TREATY ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, UNITED NATIONS OFFICE FOR THE COORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, WORLD METEOROLOGICAL ORGANIZATION, *Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency*, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, IAEA, Vienna (2015).

Современные материалы на основе бентонитовой глины для создания и восстановления инженерных барьеров безопасности

Ильина О.А.

ООО Компания «Бентонит»

e-mail: ilina@bentonit.ru

Аннотация. С развитием ЕГС РАО и реализацией мероприятий ФЦП ЯРБ-2 возрастают потребности в специальных глинистых материалах для создания и восстановления инженерных барьеров безопасности. Высоким требованиям по гидроизоляционным и сорбционным свойствам, долговечности и надежности удовлетворяют бентонитовые глины. Благодаря высокому уровню развития технологий применения бентонитовых глин для изоляции в строительстве и при реализации экологических проектов может быть осуществлен трансфер данных технологий в атомную отрасль. В статье рассмотрены некоторые практические результаты апробации технологий применения бентонитовой глины на объектах консервации и захоронения РАО.

Ключевые слова: глины, инженерные барьеры безопасности, радиоактивные отходы (РАО), консервация и захоронение РАО.

Advanced bentonite clay based materials for construction and recovery of engineering safety barriers

O.A. Ilina

Bentonite Company Ltd.

e-mail: ilina@bentonit.ru

Abstract. The need for special clay materials for construction and recovery of engineering safety barriers increases with development of the Unified State System of Radioactive Waste Management and implementation of activities of the Federal Target Program «Nuclear and Radiation Safety». High requirements for waterproofing and sorption properties, durability and reliability are met by bentonite clays. Due to the high level of development of technologies for the use of bentonite clays for insulation in construction and in the implementation of environmental projects, a transfer of these technologies to the nuclear industry can be carried out. The article presents some practical results of testing technologies for the use of bentonite clay at the objects of conservation and disposal of radioactive waste.

Keywords: bentonite clay, engineering safety barriers, radioactive waste, conservation and final disposal of radioactive waste.

Введение

С развитием Единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами (ЕГС РАО) и реализацией большого числа проектов консервации и захоронения радиоактивных отходов и ядерных и радиационно опасных объектов (ЯРОО) в рамках Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года» (ФЦП ЯРБ-2) стала очевидной важная роль в обеспечении долгосрочной безопасности специальных глинистых материалов для создания и восстановления инженерных барьеров. Глины – широко доступный и эффективный природный гидроизоляционный материал, применяемый в строительстве, капитальном ремонте и при реализации экологических проектов. С учетом современных требований в области захоронения РАО к обеспечению долговременной безопасности и необходимости прогнозирования и моделирования состояния пунктов захоронения РАО (ПЗРО) на сроки 10 000 лет и более, для интегрирования технологий применения глинистых материалов из других отраслей промышленности требуется дополнить объем требований специальными показателями качества и унифицировать рекомендации и технические решения по их применению. Принимая во внимание большие объемы барьерных материалов, необходимых для окончательной изоляции РАО, немаловажным условием применения является доступность данных материалов с точки зрения стоимости самого сырья и его транспортировки, а также имеющихся на территории России запасов глин.

Вопросы расширения практики системного применения глинистых материалов на объектах консервации и захоронения РАО были рассмотрены в статьях [1-3]. Авторами было отмечено, что бентонитовые глины по комплексу своих природных характеристик обоснованно являются наиболее эффективным противофильтрационным и противомиграционным материалом для создания инженерных барьеров.

В настоящей статье с практической точки зрения рассмотрены перспективные технологии по созданию и восстановлению инженерных барьеров безопасности объектов консервации и захоронения РАО с использованием бентонитовой глины и некоторые результаты их практического опробования.

Инъекционный материал бентинжект

Перевод объектов размещения особых РАО (ПХРО) в пункты захоронения включает мероприятия по выводу из эксплуатации, консервации и реабилитации территорий. Консервация ПХРО выполняется путем создания и (или) восстановления инженерных барьеров. Значительную часть особых РАО составляют жидкие радиоактивные отходы. Они обычно размещены в открытых бассейнах, шламо-, пульпохранилищах, водохранилищах. При их создании сооружались специальные акватории или использовались природные водные объекты. В годы их создания и эксплуатации при обращении с РАО пользовались имеющимися представлениями об экологической и радиационной безопасности. При проведении консервации ПХРО обычно производят заполнение свободного пространства буферным материалом и осуществляют строительство покрывающего экрана, препятствующего попаданию поверхностных вод в тело хранилища. Эти мероприятия увеличивают нагрузку на подстилающий слой и могут стать причиной увеличения его проницаемости и миграции загрязняющих веществ в почву и грунтовые воды. Восстановление изолирующей способности подстилающего слоя и нижележащих грунтов для предотвращения дальнейшей миграции радионуклидов возможно путем создания инженерных барьеров в виде вертикальных или горизонтальных экранов в грунте.

В строительстве существует и успешно применяются технологии, которые позволяют возводить подземные и заглубленные сооружения в условиях плотной городской застройки без устройства открытого котлована. К этим технологиям относятся: «стена в грунте», jet-grouting, технологии глубинного перемешивания, инъектирования. Данные технологии могут быть применены в атомной отрасли для восстановления изолирующих функций барьеров безопасности объектов ядерного наследия, предотвращения процессов миграции радионуклидов, попадания воды в тело хранилища и потери устойчивости и несущей способности грунтов основания объекта. С помощью этих технологий можно создавать вертикальные и наклонные экраны безопасности на глубине до 40 м, толщиной от 0,8 до 1,8 м. С помощью технологии горизонтально-направленного бурения (ГНБ) можно создать новый горизонтальный противофильтрационный и противомиграционный экран для ПХРО. В качестве материала сооружаемого в грунте противофильтрационного и противомиграционного барьера используется композиционный состав на основе бентонитовой глины. Материал представляет собой сухую минеральную смесь, при затворении которой водой образуется вязкий текучий раствор с высоким содержанием твердых частиц. Производится состав на основе натриевого бентонита и функциональных добавок. При введении в грунт инъекционная смесь в течение 8-12 часов загустевает и образует водонепроницаемый изоляционный слой.

Технология производства работ была подтверждена серией полевых испытаний, где сооружался барьер в грунте по двум технологиям:

- 1) по технологии jet-grouting барьер состоял из свай диаметром 1,2 м и глубиной 10,0 м, сооруженных с перехлестом в шахматном порядке;
- 2) по технологии «стена в грунте», шириной 1 м и глубиной 6 м.

По результатам работ были отобраны керновые пробы с разной глубины и определены фильтрационные, сорбционные и диффузионные показатели [4]. Результаты показали, что характеристики соответствуют требованиям к барьерным материалам. Технологии «стена в грунте» и jet-grouting с применением композиционных инъекционных составов на основе бентонита позволяют восстанавливать изоляцию пунктов хранения РАО без выемки отходов и имеют перспективы применения для объектов в которых фиксируется миграция радионуклидов в грунт и водоносные горизонты.

Изделия из компактированного бентонита

Изделия из компактированного бентонита в России уже имеют опыт применения в соляных рудниках для укрепления сводов и гидроизоляции, а в атомной отрасли стали известны с появлением концепции глубинного захоронения РАО в кристаллических породах Нижнеканского массива. Использование предварительно спрессованного бентонита необходимо для обеспечения давления набухания после насыщения водой. Благодаря способности к набуханию бентонита, отличающей его от других глин, обеспечиваются такие необходимые характеристики инженерного барьера, как низкая фильтрация воды (ниже 10-12 м/с), «залечивание» водопроводящих трещин в породе, поддержка канистры и защита от воздействия тектонических подвижек, низкие скорости диффузии и фильтр коллоидных частиц.

Обширные работы по исследованиям компактированных бентонитов и отработке технологий их производства запланированы в рамках работы демонстрационно-исследовательского центра и подземной исследовательской лаборатории в проекте создания пункта глубинного захоронения РАО в Нижнеканском массиве. Для данного проекта будут разработаны изделия уникальной конфигурации, специально для того, чтобы максимально заполнить пространство между контейнерами и вмещающей породой в скважине захоронения. Согласно предварительной концепции захоронения, изделия будут представлять собой сегменты дисков и колец и pellets с плотностью скелета 1,7-1,8 г/см³.

Изучение технологии изготовления и свойств компактированного бентонита является одним из текущих направлений исследований Группы компаний Бентонит. Подбираются режимы прессования и параметры исходного сырья (фракционный состав, влажность), подбор оптимальных форм изделий с учетом способов их установки в скважину захоронения. С развитием технологий компактирования бентонита, изделия для атомной отрасли можно будет изготавливать серийно, что расширит их область применения.

Бентонитовые маты

Бентонитовые маты относятся к наилучшей доступной технологии при размещении отходов производства и потребления [5]. За последние десятилетия бентонитовые маты благодаря своей технологичности и долговечности успешно заменяют глиняный замок при реализации экологических проектов и пленочную и обмазочную гидроизоляцию при строительстве.

На объектах консервации и захоронения РАО бентонитовые маты могут быть применены в составе глиняного экрана как подстилающего или покрывающего слоя для снижения его толщины. Укладка бентонитового мата осуществляется внахлест без сварки и сшивания, что гораздо технологичнее, чем производить послойное уплотнение глины или суглинка. При замене экрана из местных высокопластичных глин с невыдержанным минеральным составом (так называемые «жирные» глины) на экран из бентонитовой глины и бентонитового мата можно сократить толщину экрана в два раза.

Бентонитовые маты уже были применены при строительстве второй очереди ПЗРО в Новоуральске в составе подстилающего экрана в сочетании со слоем уплотненной бентонитовой глины. Рассматривается применение бентонитовых матов в составе покрывающего экрана при закрытии первой карты ПЗРО в г. Новоуральск, при консервации пунктов размещения ЖРО, при строительстве новых ПЗРО в Озерске, Северске.

Заключение

Бентонитовые глины широко применяются в качестве гидроизоляционного материала и имеют развитую номенклатуру продукции для этих целей: бентопорошки, инъекционные составы, бентонитовые маты, компактированный бентонит и др. Природная способность бентонита к набуханию обеспечивает самогерметизацию, низкую скорость фильтрации воды и диффузии, а высокая емкость катионного обмена – хорошую сорбционную способность. Накоплен огромный научный опыт по исследованию бентонитов для создания инженерных барьеров, который может быть использован для обоснования безопасности долгосрочной изоляции РАО. Применение современных технологий и материалов на основе бентонитовой глины на объектах использования атомной энергии позволит избежать ошибок, которые могут привести к негативным эффектам через 5-10 лет, включая значимые радиационные и экономические последствия.

Список литературы

1. Крупская В.В., Бирюков Д.В., Белоусов П.Е., Лехов В.А., Романчук А.Ю., Калмыков С. Н. Применение природных глинистых материалов для повышения уровня ядерной и радиационной безопасности объектов ядерного наследия//Радиоактивные отходы. 2018. №2 (3). С. 30-43.
2. Линге И.И., Иванов А.Ю., Казаков К.С. О системных мерах по расширению применения глиняных материалов на объектах атомной отрасли//Радиоактивные отходы. 2018. №4 (5). С. 33-41.
3. Ильина О.А., Крупская В.В., Винокуров С.Е., Калмыков С.Н. Современное состояние в разработках и использовании глинистых материалов в качестве инженерных барьеров безопасности на объектах консервации и захоронения РАО в России// Радиоактивные отходы. 2019. №4 (9). С. 71-84.
4. Исследование противofильтрационных и противомиграционных свойств материалов на основе бентонита для повышения безопасности объектов ядерного наследия. Ильина О.А., Лундин Д.С., Проскурин Д.В., Семенкова А.С., Лехов В.А., Романчук А.Ю. В книге: Глины и глинистые минералы Материалы докладов VI Российской Школы по глинистым минералам и IV Российского Совецания по глинам и глинистым минералам. 2019. С. 260-262.
5. Информационно-технический справочник по наилучшим доступным технологиям ИТС 17-2016 «Размещение отходов производства и потребления». Утвержден приказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии №1885 от 15.12.2016 г.

Разработка информационно-аналитических систем для повышения эффективности деятельности в сфере обращения с РАО

Ильясов Д.Ф., Иванов А.Ю., Кузнецова Е.О., Овчинников И.Д., Будунова А.С.

Институт Проблем Безопасного Развития Атомной Энергетики Российской Академии Наук

e-mail: idf@ibrae.ac.ru, aivanov@ibrae.ac.ru, kuznetsova@ibrae.ac.ru,
ovchinnikov@ibrae.ac.ru, budunova@ibrae.ac.ru

Аннотация. В работе обсуждается возможность разработки информационно-аналитической системы (ИАС) для целей долгосрочного планирования деятельности в сфере обращения с РАО в Российской Федерации. Описан порядок формирования базы данных, необходимой для такой ИАС, выделен перечень востребованных данных с указанием источников их получения. Представлен набор запрограммированных методов, используемых при создании ИАС. В настоящее время на базе указанных методов для введенных сценарных условий обращения с РАО может осуществляться долгосрочное прогнозирование объемов РАО, приводимых к критериям приемлемости для захоронения, финансовые потоки по данному виду деятельности, а также анализ нагрузки на инфраструктуру по обращению с РАО и оценка ее достаточности по регионам.

Ключевые слова: с РАО, финансово-экономическое планирование, информационно-аналитическая система, цифровизация, эффективность.

Development of information-analytical systems to improve the efficiency of activities in the field of radioactive waste management

D. Ilyasov, A. Ivanov, E. Kuznetsova, I. Ovchinnikov, A. Budunova

Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Science

e-mail: idf@ibrae.ac.ru, aivanov@ibrae.ac.ru, kuznetsova@ibrae.ac.ru,
ovchinnikov@ibrae.ac.ru, budunova@ibrae.ac.ru

Abstract. The paper discusses the possibility of information-analytical system (IAS) developing for the long-term planning of activities in the field of radioactive waste management in the Russian Federation. The process of database developing for IAS is described, a list of necessary materials and data sources is provided. A set of programming algorithms used to create IAS is presented. Long-term forecasting of RW volumes that should be brought to acceptance criteria for disposal, financial flows for this type of activity, analysis of the load on the infrastructure for RW management and assessment of its sufficiency by regions currently can be carried out based on the developed algorithms for the introduced scenario conditions for RW management.

Keywords: radioactive waste management, financial and economic planning, information and analytical system, digitalization, efficiency.

Введение

Одним из основных аспектов повышения эффективности какой-либо деятельности является качественное планирование будущих финансовых потоков, ресурсных и бюджетных ограничений, экономических и иных рисков. В рамках настоящей исследовательской работы обсуждается возможность разработки информационно-аналитической системы для целей долгосрочного планирования деятельности в сфере обращения с РАО в Российской Федерации, и потенциальные аспекты ее практического применения. На первом этапе предполагается систематизировать все необходимые материалы и разработать базу данных о РАО; на втором этапе – сформировать архитектуру системы: расчетные алгоритмы, методы анализа, оценки и прогнозирования, подходы к оптимизации процессов; на третьем этапе – сформировать перечень результирующих показателей, необходимых для анализа, формирования выводов и долгосрочной стратегии. Стоит обратить внимание, в рамках настоящей работы акцент делается на обращение с накопленными РАО.

Основные сведения о накопленных РАО и пунктах их хранения получены из материалов «Первичной регистрации радиоактивных отходов и установления мест их размещения» (далее – Первичная регистрация РАО), проведенной в 2013-2014 гг. [1]. Выполнена оцифровка регистрационных форм, подготовленных в рамках Первичной регистрации, в которых содержится информация о ключевых характеристиках РАО, размещенных в различных ПХ: объем, активность, класс, тип, категория, радионуклидный состав и т. п. Около 10% удаляемых РАО из всего массива данных информация полностью отсутствовала, однако была восстановлена расчётным путем с применением различных методов агрегирования, интерполяции и некоторых гипотез.

Данные о характеристиках ПХ РАО могут быть дополнены из автоматизированной системы управления имущественными активами Госкорпорации «Росатом» (АСУИА), а актуальные сведения о РАО – из системы государственного учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов (СГУК РВ и РАО). Сведения об инфраструктуре по обращению с РАО структурированы на основе данных из АСУИА и СГУК РВ и РАО, уточняющих запросов в организации Госкорпорации «Росатом» и публичных докладов Федерального государственного унитарного предприятия «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» (ФГУП «НО РАО»).

Для описания технологий по обращению с РАО использовались как открытые теоретические источники [2, 3], так и практический опыт выполнения соответствующих работ, в частности, в результате реализации мероприятий в рамках Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016 – 2020 годы и на период до 2030 года» (ФЦП ЯРБ-2). Блок информации в базе данных о технологиях содержит перечень операций по кондиционированию РАО со следующей информацией: описание технологии, к каким типам РАО применима и иные ограничения использования, коэффициент изменения объема РАО после реализации операции. С учетом известного практического опыта для каждого типа, категории и исходного состояния РАО сформированы возможные производственно-технологические цепочки – перечень последовательных операций по приведению накопленных РАО к критериям приемлемости для захоронения.

Для формирования стоимостных характеристик операций по обращению с РАО систематизировались данные из запросов в эксплуатирующие организации о затратах на безопасное хранение РАО, результаты выполнения работ по обращению с РАО в рамках ФЦП ЯРБ-2, а также известные рыночные стоимости на некоторые материалы, оборудование и услуги. Анализ собранных данных показывает достаточно существенную вариацию по расценкам на аналогичные операции между исполнителями работ, однако с применением известных эконометрических методов были получены консервативные удельные расценки для операций в зависимости от особенностей РАО (категория, тип, исходное состояние). Отметим, что в базе практически отсутствуют данные по высокоактивным отходам.

При разработке ИАС использовались некоторые макроэкономические и общеотраслевые параметры, такие как объемы рынка обращения с РАО (перечень организаций-исполнителей работ и их предельные мощности ограничены), возможности финансирования данного вида деятельности (из государственных источников и отраслевых резервов), инфляция и индекс потребительских цен. Первые два параметра оценивались на основе текущей практики и прогнозов до 2030 г., однако в модели они могут являться управляемыми факторами (драйверами повышения эффективности).

Заключительным ключевым аспектом долгосрочного планирования деятельности является ее моделирование с учетом согласованности с планами эксплуатирующих организаций в части сроков эксплуатации ПХ и прочей инфраструктуры и вывода их из эксплуатации. В базу данных в качестве «базового сценария» внесены ожидаемые годы окончания эксплуатации и вывода из эксплуатации (и согласованные с этим периоды удаления из ПХ РАО), полученные в результате опросов эксплуатирующих организаций Госкорпорации «Росатом». Фактически планируемые годы удаления РАО из ПХ являются управляемыми параметрами в модели, которые поддаются оптимизации, с учетом макроэкономических и общеотраслевых ограничений.

При проектировании ИАС используется достаточно расширенный набор различных методов и моделей. Для оценки текущих экономических параметров и прогнозирования их в будущем применяются экономико-математические методы: корреляционно-регрессионный анализ, методы математической статистики. Для моделирования систем взаимозависимых процессов, поиска оптимальных вариантов обращения с РАО, в частности, решения логистических задач, используется теория графов. Для анализа неопределенностей и рисков реализуются алгоритмы имитационного моделирования. В частности, данные методы используются при финансовом планировании по причине высокой вариации расценок по различным операциям. Также с помощью ИАС предполагается решать глобальные задачи планирования сроков удаления РАО из различных ПХ с учетом известных ограничений, и в качестве основных методов решения подобных оптимизационных задач рассматриваются методы динамического программирования.

С учетом имеющейся базы данных, запрограммированных алгоритмов и принятых сценарных условий («базовый сценарий») в настоящее время ИАС позволяет: оценивать объемы РАО, приводимые к критериям приемлемости по годам (рис. 1); оценивать затраты на приведение удаляемых накопленных РАО к критериям приемлемости для захоронения и затраты на передачу на захоронение (рис. 2); прогнозировать изменение затрат на безопасное хранение накопленных РАО в ПХ (рис. 3); проводить анализ нагрузки на действующую инфраструктуру, делать выводы о достаточности или дефиците мощностей по регионам.

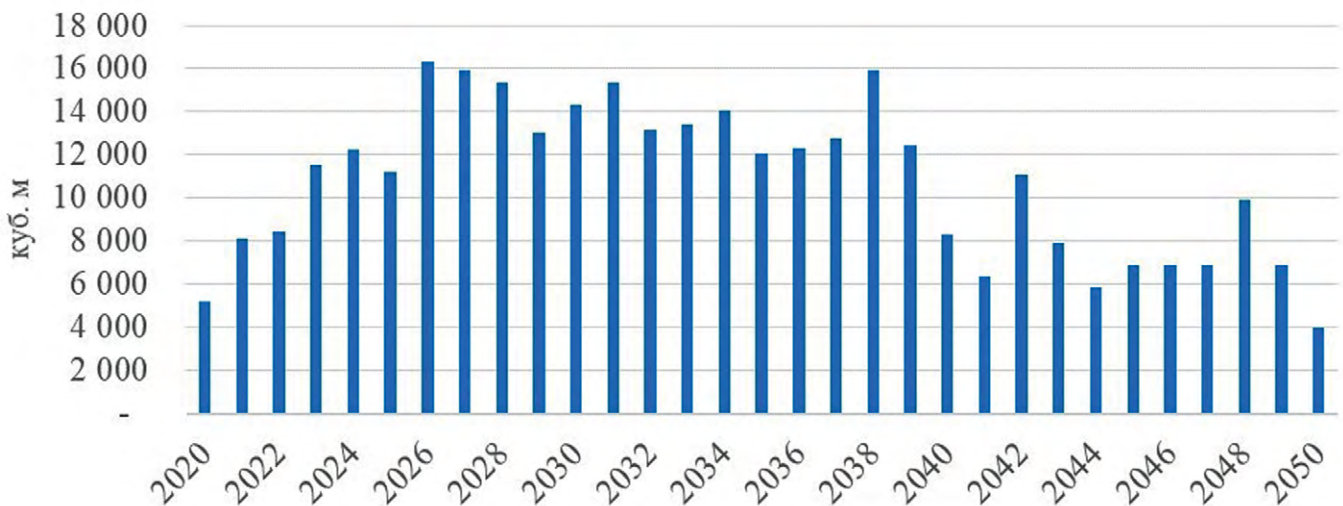


Рис. 1. Объёмы РАО по годам, приводимые к критериям приемлемости для захоронения, оцененные для «базового сценария» в ИАС, куб.м.

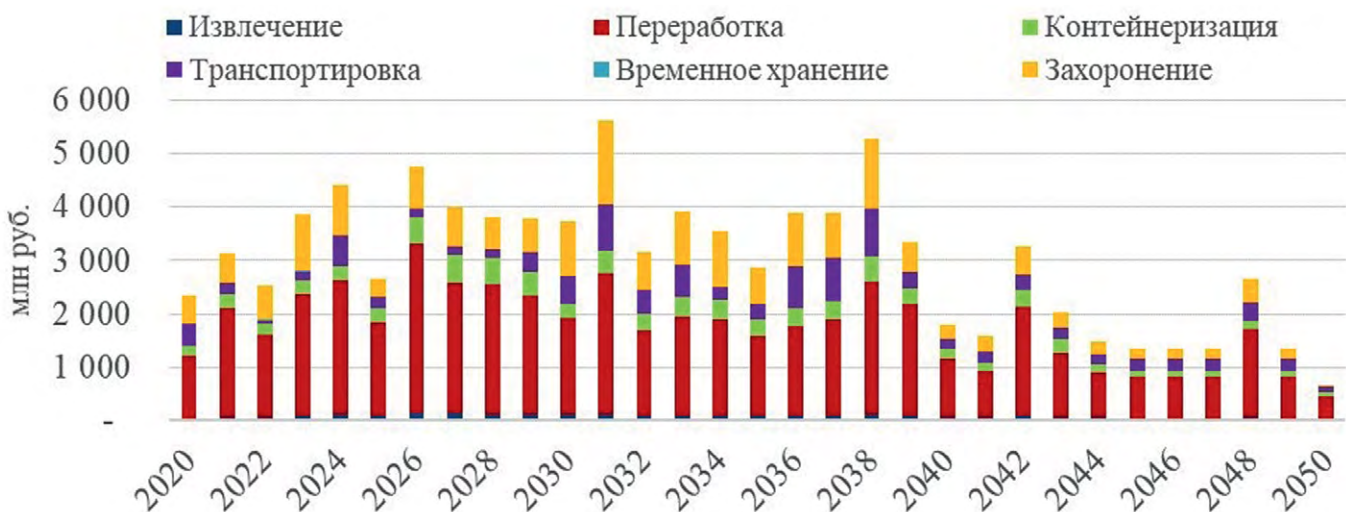


Рис. 2 Финансовый поток по операциям по обращению с РАО, оцененный для «базового сценария» в ИАС, млн руб. в год (в ценах 2019 года)

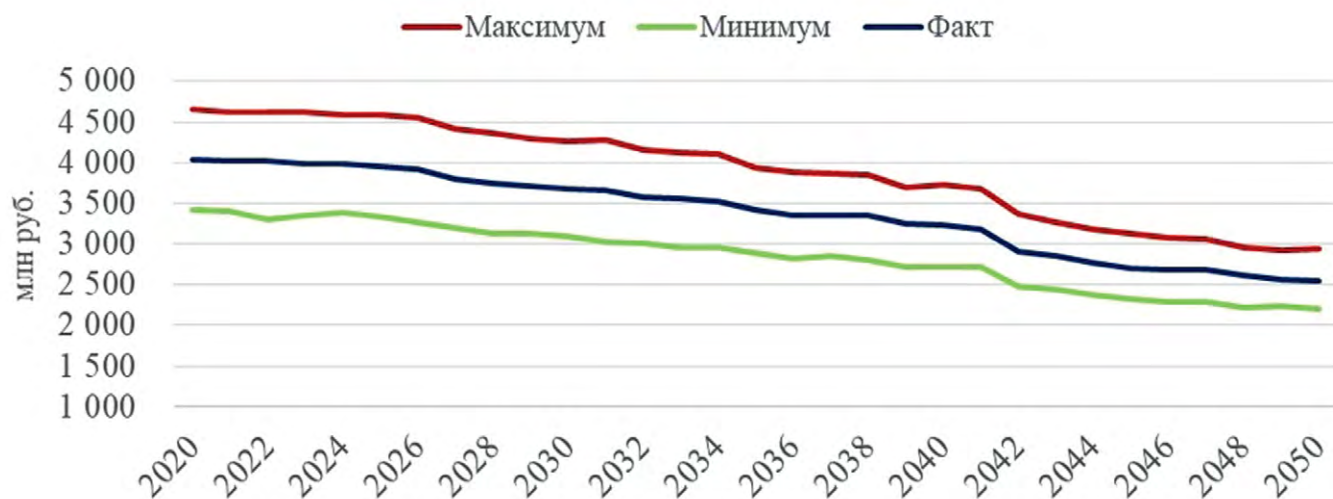


Рис. 3 Затраты на безопасное хранение накопленных РАО во времени с 80% доверительным интервалом, оцененные для «базового сценария» в ИАС, млн руб. в год (в ценах 2019 года)

На основе анализа расчетов, выполненных в ИАС, могут быть оценены необходимые мощности установок по переработке РАО в регионах Российской Федерации, и на базе сравнения их с имеющимися свободными мощностями эксплуатирующих организаций – сделан вывод об их дефиците или достаточности. В части инфраструктуры для захоронения РАО, также оцениваются необходимые мощности ПЗРО (для захоронения 3-го и 4-го классов РАО) и сравниваются с имеющимися в эксплуатации (в том числе с учетом планов по вводу новых мощностей).

Результаты моделирования также показывают сильную чувствительность модели к исходным данным, в частности, к неопределённостям, связанным с характеристиками РАО (не определены типы, классы, радионуклидный состав и т.п.), что в той или иной степени относится к 21% от всего объема накопленных удаляемых РАО.

Список литературы

1. Особые радиоактивные отходы/Абрамов А.А., Дорофеев А.Н., Тяжкороб Ж.В. и др. – /Под ред. И.И. Линге. — М.: ООО «САМ полиграфист», 2015. – 240 с
2. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС: учебное пособие/М. А. Скачек. – М.: ИД МЭИ, 2007. – 448 с.
3. Технологические и организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами (IAEA-TCS-27)/Серия учебных курсов МАГАТЭ, 2007. – 230 с.

Цементный компаунд как матрица для ВАО

Капустин В.В.¹, Варлакова Г.А.¹, Варлаков А.П.¹, Германов А.В.¹,
Жеребцов А.А.², Петров В.Г.³, Калмыков С.Н.³

¹ – АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара», г. Москва, Россия

² – АО «Прорыв», г. Москва, Россия

³ – МГУ имени М.В. Ломоносова, г. Москва, Россия

e-mail: APVarlakov@bochvar.ru

Аннотация. В статье рассмотрены механические и структурные свойства цементных компаундов, содержащих имитатор высокоактивных радиоактивных отходов, после воздействия на них электронов и α -частиц до поглощенной дозы 1 ГГр и 10^{19} расп/г. Показано, что фазовый состав и морфология поверхности образцов цементных компаундов значительно не изменяются, прочностные свойства сохраняются на приемлемом уровне.

Ключевые слова: цементирование, радиационная стойкость, дозовые нагрузки, структурные свойства, прочностные характеристики.

Cement compound as matrix for HLRW

V.V. Kapustin¹, G.A. Varlakova¹, A.P. Varlakov¹, A.V. Germanov¹

A.A. Zherebtsov², V.G. Petrov³, S. N. Kalmykov³

¹ – JSC «A.A. Bochvar High-technology Research Institute of Inorganic Materials», Moscow, Russia

² – JSC «Proryv», Moscow, Russia

³ – Lomonosov Moscow State University, Moscow, Russia

e-mail: APVarlakov@bochvar.ru

Abstract. The article considers the mechanical and structural properties of cement compounds containing high-level radioactive waste imitator. The samples were exposed to electrons and α -particles with a force equivalent to the absorbed dose of 1 GGy and 10^{19} dec/g. It is shown that the phase composition and surface morphology of cement samples do not change significantly and the strength properties remains at an acceptable level.

Keywords: cementing, radiation stability, irradiation doses, structural properties, strength properties.

Для перевода радиоактивных отходов в отвержденное состояние для захоронения используют в основном технологии остекловывания и цементирования, технологические процессы и оборудование которых хорошо проработаны. Остекловывают, преимущественно, высокоактивные отходы, а средне и низкоактивные отходы (как жидкие, так и твердые) цементируют [1–3].

Настоящая работа является продолжением исследований [4–8] по комплексной оценке изменений регламентированных свойств, фазового состава и микроструктуры цементных компаундов под воздействием высоких доз ионизирующего излучения, эквивалентных величинам доз ионизирующих излучений от высокоактивных отходов за период их хранения.

Объектами исследований послужили образцы цементных компаундов, приготовленные из портландцемента с добавлением бентонитового глинопорошка и имитатора нитратсодержащих высокоактивных отходов соленосодержанием около 530 г/л (таблица 1). Радиационным нагрузкам цементные компаунды подвергались путем облучения электронами и альфа-частицами до величины поглощенной дозы 1 ГГр и 10^{19} расп./г соответственно – с возраста твердения 28 суток.

Таблица 1.

Составы цементных компаундов с В/Ц = 0,5

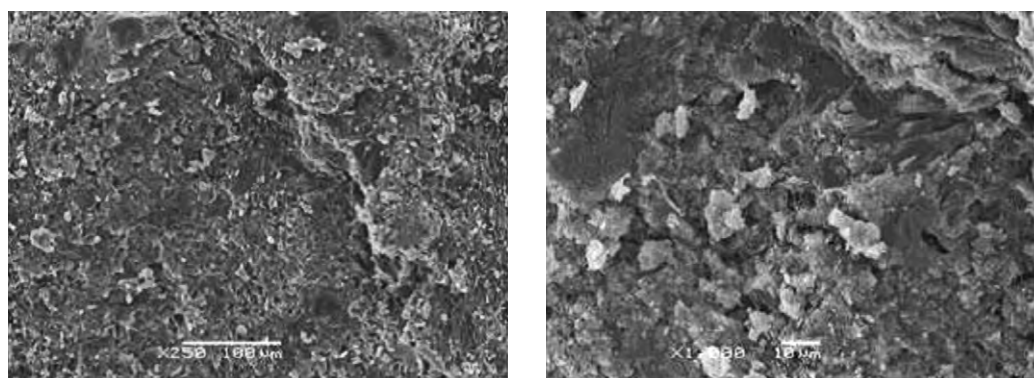
Номер состава	Вяжущее	Добавка	Затворитель
1	портландцемент	—	вода
2	портландцемент	бентонитовый глинопорошок	вода
3	портландцемент	—	имитатор
4	портландцемент	бентонитовый глинопорошок	имитатор

Состав имитатора, г/л: NaOH 196,8; NaNO₃ 209,1; NaNO₂ 108,1; NaHCO₃ 17,64; K₂Cr₂O₇ 10,82; KCl 1,47; Zn(NO₃)₂ 0,02; Pb(NO₃)₂ 0,07; CsCl 0,05; SrCl₂ 0,5

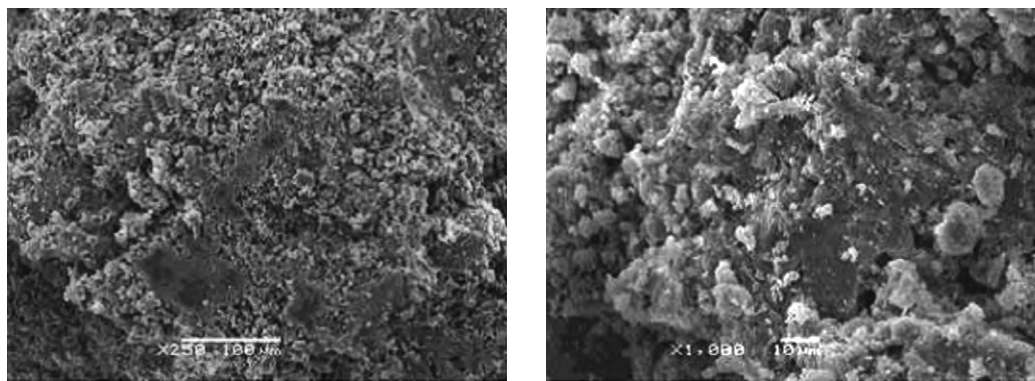
Испытания проводились на образцах цементных компаундов в виде балочек размером 1×1×3 см, кубиков – 2×2×2 см и плоских пластин, которые на стадии твердения хранили в закрытой емкости в воздушно-влажностных условиях.

Стойкость к радиационным нагрузкам оценивали путем сравнения показателей качества цементных компаундов, не испытанных нагрузки, и после радиационных нагрузок. В процессе работы определяли морозостойкость, устойчивость к длительному пребыванию в водной среде, выход радионуклидов под воздействием водной среды, фазовый состав и исследовали микроструктуру. Критерием для сравнительной оценки свойств являлся показатель механической прочности на сжатие.

Результаты исследований показывают, что цементные компаунды с имитатором ВАО сохраняют свои физико-механические характеристики при дозовых нагрузках до 1 ГГр, в условиях длительного пребывания в водной среде и в условиях попеременного замораживания/оттаивания. Прочность на сжатие для образцов состава 4 при облучении альфа-частицами снижалась незначительно с $17,4 \pm 3,2$ до $14,0 \pm 3,6$ МПа, а при облучении электронами повышалась до $21,0 \pm 3,5$ МПа. Прочностные характеристики после 30 циклов «замораживание-оттаивание» и после выдержки в воде в течение 90 суток для составов 3 и 4 были выше составов 1 и 2, изменялись в интервале от 15,9 до 18,9 МПа и оказались выше необлученных образцов. Максимальные значения скорости выщелачивания после воздействия ионизирующих излучений не превышают для цезия 10^{-4} г/(см²·сут), стронция – 10^{-5} г/(см²·сут), плутония – 10^{-5} г/(см²·сут). Добавка бентонитовой глины (5 масс. %) способствует снижению до 30% скорости выщелачивания радионуклидов, особенно – радионуклида цезия.



а) до облучения



б) после облучения

Рис. 1. Растровая электронная микроскопия образцов цементного компаунда состава 1 до облучения (а) и после облучения (б) электронами до поглощенной дозы 1 ГГр

Сравнительный анализ результатов исследований микроструктуры и морфологии цементных образцов показал, что воздействие ионизирующего излучения, представляющего собой электроны и α -частицы величиной 1 ГГр и 10^{19} расп/г соответственно, не оказывают влияния на структуру цементного камня, новообразований и дефектов в рассматриваемых условиях не наблюдается.

Цементные компаунды с имитатором ВАО, в сравнении с компаундами без имитатора, характеризуются пониженными показателями прочности, но не ниже значений, установленных нормативными документами. Таким образом, результаты испытаний цементных компаундов, полученных на основе портландцемента, затворенного как с использованием воды, так и имитатора высокоактивных отходов дают основания считать их перспективными матрицами для радиоактивных отходов высокой активности.

Список литературы

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14). – Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 5 августа 2014 г. №347, Москва, 2014.
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15). – Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25 июня 2015 г. №242. Москва, 2015.
3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-020-15). – Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25 июня 2015 г. №243. Москва, 2015.
4. Варлаков А.П., Капустин В.В., Варлакова Г.А. и др. Влияние радиационных нагрузок, характерных для высокоактивных отходов, на свойства цементной матрицы. – Радиоактивные отходы, 2018, вып. 1(2), с. 89–96.
5. Varlakov, A.P., Petrov, V.G., Zherebtsov, A.A. et al. Effects of Irradiation up to Doses Typical for High Level Waste on Characteristics of Cement Matrices. – In: 43rd Annual Symposium on the Scientific Basis for Nuclear Waste Management (SBNWM 2019). 21–24 October 2019, Vienna, Austria.
6. Жеребцов А.А., Капустин В.В., Варлакова Г.А. и др. Химическая стойкость и структурные характеристики цементных компаундов с имитаторами радиоактивных отходов после воздействия ионизирующего излучения. – Атомная энергия, 2019, т. 127, вып. 6, с. 328–331.
7. Варлаков А.П., Жеребцов А.А., Петров В.Г. и др. Поведение цементной матрицы под воздействием радиационных нагрузок. – Вопросы радиационной безопасности, 2018, вып. 3, с. 13–20.
8. Варлаков А.П., Жеребцов А.А., Петров В.Г. и др. Оценка радиационных и температурных нагрузок на цементный компаунд, содержащий имитаторы радиоактивных отходов. – Радиоактивные отходы, 2020, вып. 1(10), с. 66–72.

УДК 621.039.736

Концепция развития плазменной технологии в ФГУП «РАДОН»

Князев И.А.

ФГУП «РАДОН»

e-mail: IAKnyazev@radon.ru

Аннотация. Предложены направления развития современных высокоэффективных новых плазменных технологий и современная конструкция модульной водоохлаждаемой шахтной печи для переработки твердых радиоактивных отходов. Представленные технические решения позволяют вовлечь в переработку до 60% всех твердых радиоактивных отходов с возмещением затрат на переработку.

Ключевые слова: плазменная технология, модульная шахтная печь, коаксиальный плазмотрон, плазменно-дуговая печь.

Concept of development of plasma technology in RADON FSUE

I.A. Knyazev

RADON FSUE

e-mail: IAKnyazev@radon.ru

Abstract. The article offers directions for the development of modern high-efficient new plasma technologies and a modern design of a modular water-cooled shaft furnace for processing solid radioactive waste. Presented technical design make it possible to involve up to 60% of all solid radioactive waste in processing, while compensate processing costs.

Keywords: plasma technology, modular shaft furnace, coaxial plasma torch, plasma arc furnace.

Введение

Объем накопленных твердых радиоактивных отходов (ТРО) в Центральном федеральном округе на 2019 год составляет порядка 120 тыс. м³ с ежегодным объемом образования около 5000 м³. Существующие сооружения АЭС для хранения низко- и среднеактивных ТРО заполнены на 70%. Тем не менее, в настоящее время нет отработанных промышленных технологий для экономически эффективной переработки накопленных ТРО, а также образующихся ТРО при выводе из эксплуатации объектов АЭС и ядерно- и радиационно-опасных объектов (ЯРОО). Высокий коэффициент сокращения объема отходов, а значит, и экономичность, достижимы только в высокотемпературных процессах переработки ТРО с получением расплава и выводом его в приемные контейнеры при объеме переработки не менее 300 тонн в год.

Существующая плазменная технология переработки ТРО и конструкции огнеупорной кирпично-блочной футеровки шахтных плазменных печей ФГУП «РАДОН» и Комплекса плазменной переработки РАО, ОДИЦ (печь второго поколения), Филиала АО «Концерн Росэнергоатом» неэффективны, так как используют принципы прошлого века. Изначально конструкция шахтной плазменной печи из кирпично-блочной футеровки разрабатывалась для переработки ТБО НЦ «Курчатовский институт» при участии ФГУП «РАДОН». Эта разработка предполагала именно используемую сейчас конструкцию массивной печи производительностью до 500 кг/ч с круглосуточным циклом работы для потенциального заказчика с должным объемом финансирования работ (ЕЕР, Хайф, Израиль).

Главный недостаток конструкции огнеупорной кирпично-блочной футеровки шахтных плазменных печей – это чрезмерно низкий ресурс работы огнеупоров зоны плавления для условий периодически – непрерывного режима переработки ТРО (около 3 недель непрерывно – круглосуточной работы).

Другие основные недостатки существующей плазменной технологии и шахтных печей с кирпично-блочной футеровкой, препятствующие тиражированию технологии:

- излишне большие габариты плавителя (2×3 м), шахты (до 2×2×6 м) с массой огнеупоров печи 40 тонн;
- повышенная температура зоны загрузки отходов и отходящих газов из печи, вплоть до необходимости периодического впрыска охлаждающей воды в горизонт загрузки отходов;
- сложность и трудоемкость как строительства, так и ремонта футеровки печи;
- недостаточная мощность плазмотронов, (120 кВт) и малый диапазон регулирования их мощности, порядка 40% от максимальной;
- невозможность обеспечения стадии плавления надежной регулировкой температуры с использованием АСУ ТП, сложность слива шлака.

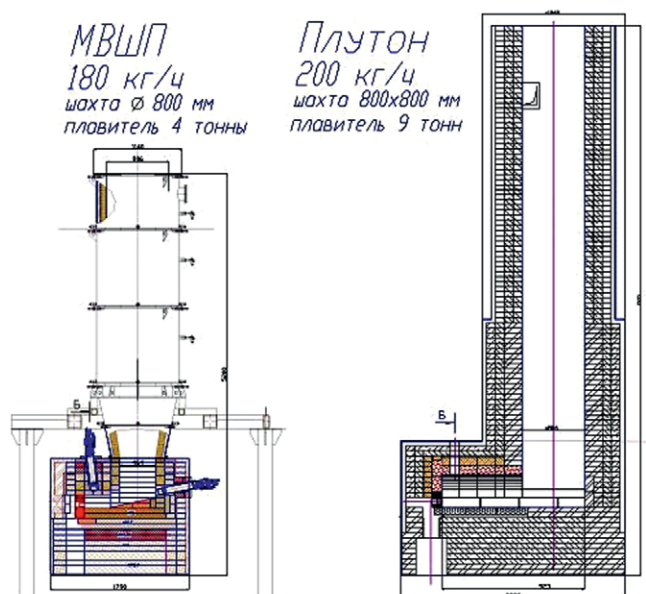
Отсутствие надежных, высокоресурсных конструкций плазмотронов и печей остановило внедрение и спрос на плазменную технологию в настоящее время.

Теория и практика плазменной технологии переработки для ТРО

Внедрение новых плазменных технологии и печей нового поколения печей для условий периодически–непрерывного режима работы позволит вовлечь в переработку до 60% объема ТРО.

Такой новой технологией является использование конструкции модульной водоохлаждаемой малогабаритной шахтной печи (МВШП) производительностью 150 кг/ч с коаксиальным плазмотроном для совместной переработки горючих и доли негорючих ТРО без их тщательной сортировки (рис. 1).

Рис.1. Сравнение габаритных размеров на общем виде шахтных печей МВШП и «Плутон» ФГУП «РАДОН» в одном масштабе и при равной производительности



Технология применения модульной малогабаритной шахтной плазменной печи с водоохлаждением шахты и корпуса успешно прошла стадию НИОКР в 1993-2000 гг. в ФГУП «РАДОН» с испытанием на экспериментальных установках производительностью 15-25 кг/ч по модельным отходам [1-7].

Именно на этой мобильной в работе конструкции печи с выходом на рабочий режим от 4 часов (рис. 2А) испытаны и выбраны существующие в настоящее время технологические приемы и предельные составы по морфологии компонентов ТРО для существующих плазменных шахтных печей, определен способ плазменной переработки [4-7].

Ранее разработанная технология использовала в качестве источника нагрева плазматрон с вводом необходимого количества углеводородного топлива [2, 3]. Это позволяло, в отличие от применяемой сейчас технологии, препятствовать образованию NO_x в газовой фазе, регулировать температуру и протяженность плазменной зоны нагрева.

Отработанные конструкция устройства и технология ввода в плазменный поток мелкодисперсных частиц позволяет перерабатывать ЖГРО (жидкие горючие радиоактивные отходы) в объеме плазменной струи, а также обеспечит ввод в рабочий объем плавителя технологически потоков, улучшающих технико-экономические показатели работы печи.

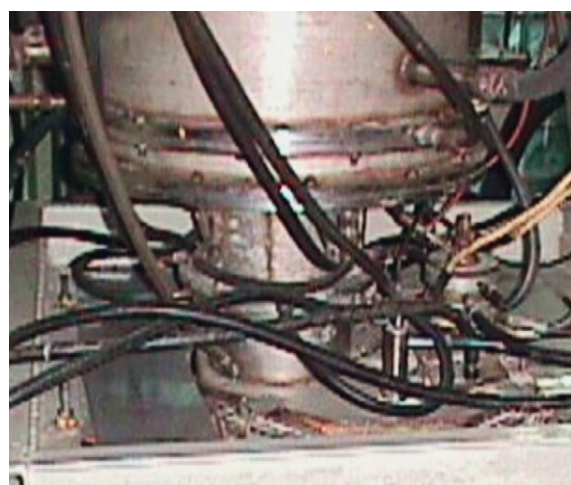
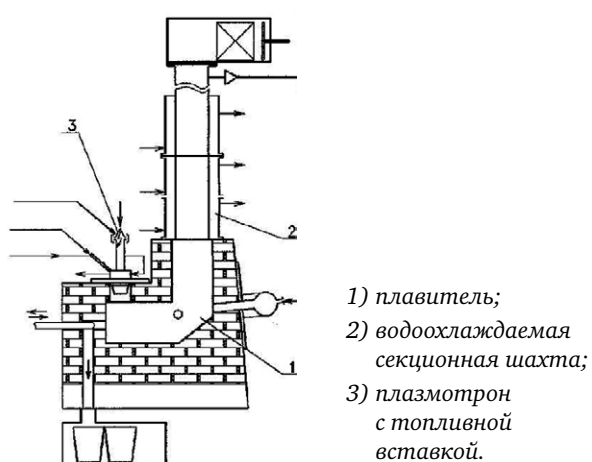


Рис. 2 Экспериментальная конструкция МВШП-А, общий вид пилотной конструкции водоохлаждаемой шахты с плазматроном – В

Создание современной промышленной МВШП с высоким ресурсом работы и новой технологией плазменного нагрева необходимо проводить на основе адаптаций промышленных конструкций и технологий в отечественной металлургии.

Подтверждением перспективности применения водоохлаждения стенок печи, при требуемой цикличности работы, является опыт промышленной эксплуатации высокоресурсных современных вагранок (печь шахтного типа непрерывного действия). Ресурс работы современных вагранок составляет более 500 циклов без замены футеровки при длительности рабочего цикла от 18 часов до 6 месяцев за счет водоохлаждения стенки зоны плавления.

В ходе последующих НИОКР, в 2003-2013 гг. опробована перспективная технология плазменного нагрева и быстрого получения расплава в кессоне водоохлаждаемого плавителя под слоем стеклообразующей шихты плазменной струей, истекающей в объем расплава (рис. 3) [8].



Рис. 3. Общий вид малогабаритного водоохлаждаемого кессонного плавителя и формирование расплава плазменной струей

Приобретенный опыт работ и поиск аналогов этой перспективной плазменной технологии позволили найти информацию о промышленном внедрении новых высокоресурсных промышленных коаксиальных плазмотронов в России (конструкция ООО «ЭПОС-инжиниринг» [9]) с номинальной мощностью типовых моделей от 50 кВт до 2 МВт, работающих под слоем шихты. Промышленные коаксиальные плазмотроны по всем параметрам превосходят плазмотроны конструкции «Радон», имеют АСУ ТП для управления температурой и длиной плазменного факела во время работы, а также вводом тепла в рабочий объем от 10% до 100% от установленной максимальной мощности.

Дополнительными преимуществами коаксиальных плазмотронов являются применение графитовой расходной части электрода, автоматически наращиваемой в процессе работы без ограничений по ресурсу работы, возможность организации замкнутой рециркуляции запыленных горячих неочищенных отходящих газов из печи дымососами в плазмотрон, возможность кратковременного погружения торца электрода в расплав.

Перспективным направлением является проведение усреднительной плавки дезактивированных МРАО (лом металлических радиоактивных отходов) в современных дуговых печах постоянного тока [10] для обеспечения его глубокой очистки и увеличения объемов сдачи лома для повторного использования в промышленности. В плазменно-дуговых печах, специальной под переработку РАО конструкции, также целесообразно проводить как снижение объемов легковесного и средневесного лома МРАО в 4-6 раз, так волокнистой теплоизоляции в 5 раз. Рациональнее использовать малотоннажную плазменно-дуговую печь (объем разовой загрузки порядка 1,5 м³).

Возможно создание плазменного Комплекса, работающего по единой технологии и состоящего из плазменной МВШП с непрерывно – периодическим циклом (2-4 недели), и дополнительной плазменно-дуговой печи с периодическим циклом при разовом объеме получаемого расплава до 150 литров. Это позволит охватить весь объем МРАО и волокнистых теплоизоляционных ТРО, вне зависимости от их доли в общем объеме ТРО.

Еще одним из направлений использования плазменной технологии является дополнительное оборудование существующих печей сжигания горючих ТРО плазменным узлом интенсификации процессов нагрева и горения. Имеющиеся наработки в ФГУП «РАДОН» и существующие плазменное оборудование позволяют сократить время на внедрение устройства интенсификации процессов переработки горючих ТРО, ЖГРО и улучшить технико-экономические показатели работы печей сжигания ТРО.

Заключение

Внедрение предлагаемых технических решений и конструкций модульных печей позволит создать конкурентно способную на мировом рынке универсальную технологию плазменной переработки ТРО, превосходящую по своим показателям существующие технологии и имеющиеся в промышленной эксплуатации печи для переработки ТРО.

Создание плазменного Комплекса позволит оптимизировать финансовые затраты на переработку РАО за счет сокращения операционных расходов (снижение количества и обеспечение полной загрузки эксплуатационного персонала в сменах, снижение простоя оборудования за счет цикличной периодичности работы печей, оптимизации методов обращения с РАО).

Применение новой плазменной технологии позволяет вовлечь в переработку с возмещением затрат до 60% всех ТРО без тщательной сортировки, включая горючие ТРО, ЖГТРО, МРАО и теплоизоляцию, а также грунты, строительные отходы, бетон и галогеносодержащих органические материалы при контролируемом количестве при загрузке отходов в печь.

Список литературы

1. Дмитриев С.А., Стефановский С.В., Князев И.А., Лифанов Ф.А. Плазмохимическая переработка твердых радиоактивных отходов // Физика и химия обработки материалов, №4, 1993 г, с. 65-73.
2. С.А. Дмитриев, И.А.Князев. Исследование и отработка технологии переработки отходов // Итоги научной деятельности ГУП МосНПО «Радон», Москва, Радон – пресс, 1998, вып. 4, с. 21-25.
3. I.A. Sobolev, S.A. Dmitriev, I.A.Knyazev, F.A. Lifanov, A.E. Savkin, S.U. Shetzov. High-temperature reprocessing of solid radioactive waste in plasma shaft furnace // International conference on incineration and thermal treatment technologies, may 11-15, 1998, Salt Lake City, Utah, U.S.A., p. 257-260.
4. Лифанов Ф.А., Спирин Н.А., Швецов С.Ю. Разработка демонстрационной установки переработки твердых РАО на базе водоохлаждаемой шахтной печи с высокотемпературным плавителем // Итоги научной деятельности за 1999 г. Москва, Институт эколого-технологических проблем, 2000, вып. 7, т. 1, с. 7-8.

5. Патент на изобретение RU 2 123 214 C1; RU 03.12.97. Способ переработки твёрдых радиоактивных отходов, G21F 9/28; G21F 9/32.
6. I.A. Knyazev, A.E. Savkin, S.U. Shetzov. High-temperature reprocessing of solid radioactive waste in plasma shaft furnace//International conference on incineration and thermal treatment technologies, 1998, Salt Lake City, Utah, U.S.A., p. 257-260.
7. Патент на изобретение RU 2 140 109 C1; RU 03.09.98. Способ и устройство для переработки твердых радиоактивных отходов, G21F 9/32.
8. Дмитриев С.А., Стефановский С.В., Князев И.А., Пташкин А.Г., Князев О.А. Разработка технологии формирования расплава стеклокристаллических материалов для иммобилизации радиоактивных отходов плазменной струей//Итоги научной деятельности ГУП МосНПО «РАДОН» за 2007 ,г.Москва, Радон - пресс, 2009, вып. 15, с. 9-12.
9. Малышев С. Н., Кузнецов А. П., Пархомук И. С., Безруков И.А. Экспериментальные исследования характеристик электродугового плазмотрона коаксиального типа//Материалы третьей научно-технической конференции с международным участием «Электротехника, электромеханика и электротехнологии ЭЭЭ-2009». – Новосибирск: Изд-во НГТУ, 2009. – С. 235-238.
10. Малиновский В.С. Организация процесса плавки стали в универсальных дуговых печах постоянного тока нового поколения./ Металлургия машиностроения №1, 2010 г., с.5-14.

Применение системы гидродинамического мониторинга для обеспечения экологической безопасности пункта глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов

Кокорев О.Н.^{1,2}, Носков М.Д.¹, Щипков А.А.¹

¹ – СТИ НИЯУ МИФИ, 636036, г. Северск, Томской обл., пр. Коммунистический, 65,

² – ФГУП «НО РАО» филиал «Северский», 636036, г. Северск, Томской обл., пр. Коммунистический, 8,

e-mail: ONKokorev@nora.ru

Аннотация. В статье представлены основные принципы использования автоматизированной системы измерения уровня подземных вод на полигоне глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов (ПЗ ЖРО). Использование системы гидродинамического мониторинга позволяет повысить ядерную и радиационную безопасность захоронения ЖРО.

Ключевые слова: система гидродинамического мониторинга, пункт глубинного захоронения, ЖРО, управление в режиме реального времени, автоматизация технологических операций.

Application of the hydrodynamic monitoring system to ensure the environmental safety of the deep geological liquid radioactive waste facility

O.N. Kokorev^{1,2}, M.D. Noskov¹, A.A. Shchipkov¹

¹ – Seversk technological institute national research nuclear university «МЕРФИ», Seversk, Russia

² – The Federal state unitary enterprise «National operator for radioactive waste management» the branch «Severskiy», Seversk, Russia

e-mail: ONKokorev@nora.ru

Abstract. The basic principles of using the automated system of groundwater level measurement at the deep geological liquid radioactive waste (LRW) disposal landfill are presented. The use of a hydrodynamic monitoring system makes it possible to increase nuclear and radiation safety of LRW disposal.

Keywords: hydrodynamic monitoring system, deep geological disposal facility, LRW, real-time control, automation of technological operations.

Система гидродинамического мониторинга включает в себя выполнение работ и обработку полученных результатов по наблюдениям за гидродинамическими процессами, выражающимися в изменении положений уровней подземных вод в наблюдательных скважинах. [1] Определение глубин залегания уровней подземных вод в наблюдательных скважинах, на территории пункта глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов (ПГЗ ЖРО) филиала «Северский» ФГУП «НО РАО», определяются электроуровнемерами или другими приборами для измерения уровней. [2]

Целью гидродинамического мониторинга пункта глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов (ПГЗ ЖРО) филиала «Северский» ФГУП «НО РАО» является обеспечение безопасности захоронения и локализации ЖРО, а также оценка влияния захороненных жидких РАО на состояние эксплуатационных и буферных горизонтов ПГЗ ЖРО в режиме реального времени. [3,4]

В задачи гидродинамического мониторинга ПГЗ ЖРО входит:

- подтверждение отсутствия межгоризонтных перетоков из-за нарушения целостности и герметичности эксплуатационной колонны нагнетательных скважин;
- установление напорных градиентов и направлений межгоризонтных потоков;
- оценка степени изоляции водоносных горизонтов друг от друга;
- получение массива гидрогеологической информации для создания и верификации расчетной математической модели с последующим ее использованием для прогнозного моделирования. [5]

В эксплуатационном горизонте в результате закачки ЖРО формируется область повышенных давлений («купол репрессии»), конфигурация и характеристики которой позволяют определить тенденции распространения ЖРО задолго до появления их компонентов в наблюдательных скважинах. [6] Статистически значимые изменения положения уровней подземных вод в буферном горизонте и в других горизонтах, залегающих выше буферного или ниже эксплуатационного горизонта, свидетельствуют о возможной взаимосвязи контролируемых горизонтов с эксплуатационным в результате перетекания вод через слабопроницаемые пласты, по стволам или затрубным пространствам дефектных скважин, что требует выяснения причин, выработки управляющих воздействий для обеспечения локализации ЖРО.

Так как технология измерения уровня подземных вод хлопущками и электроуровнемерами рулетного типа имеет точность не лучше, чем $\pm 1-2$ см, и подобный способ не способен эффективно давать большое число (десятки-сотни) замеров в течение суток, в рамках работ по геотехнологическому мониторингу используются более точные приборы (датчики и регистраторы) измерения уровня пластовых вод в скважинах. Возможность применения более точных автоматизированных приборов измерения уровня, стационарно установленных на оголовках скважин, позволяет, как минимум, на порядок повысить чувствительность измерений к возможности возникновения аварийных ситуаций вблизи действующих нагнетательных скважин на полигонах глубинного захоронения ЖРО. Эффективность и экономическая целесообразность применения автоматизированных датчиков и регистраторов уровня для целей геотехнического мониторинга состояния подземной среды, обуславливается наличием постоянного контроля над качеством их работы.

Мониторинг основных показателей уровня подземных вод при помощи автоматизированных систем позволяет вести дальнейшую настройку оборудования, подстраивая её под гидрогеологические условия, в которых она расположена с целью максимизации получения количества замеров уровней подземных вод (замеры уровня с дискретностью 5, 10, 15 мин) и увеличения точности замеров.

На территории ПГЗ ЖРО филиала «Северский» в контрольно-наблюдательных скважинах установлены датчики регистраторы контроля уровня АДУ-02 (точность замера уровня 0,5% от диапазона измерения) DCX-22VG (точность замера уровня 0,1% от диапазона измерения), и Solinst (точность замера уровня 0,1% от диапазона измерения). У датчиков подобного типа достигнутый уровень точности – не хуже ± 1 мм, что обеспечивается регистрацией атмосферного давления с последующей комплексной обработкой получаемых данных: выполняется расчетная компенсация искажающего влияния вариаций атмосферного давления (Рис.1) и лунно-солнечных приливных вариаций.

Для учета и компенсации данных искажений наряду с регистрацией замеров уровня необходима регистрация изменения параметров режима работы всех нагнетательных скважин полигона, а именно: моменты времени включения/отключения и изменения давления нагнетания.

Система гидродинамического мониторинга в филиале «Северский» ФГУП «НО РАО», позволяет эффективно контролировать технологические процессы удаления отходов в подземные горизонты, минимизируя потенциально возможный ущерб для окружающей среды в режиме реального времени. [5]

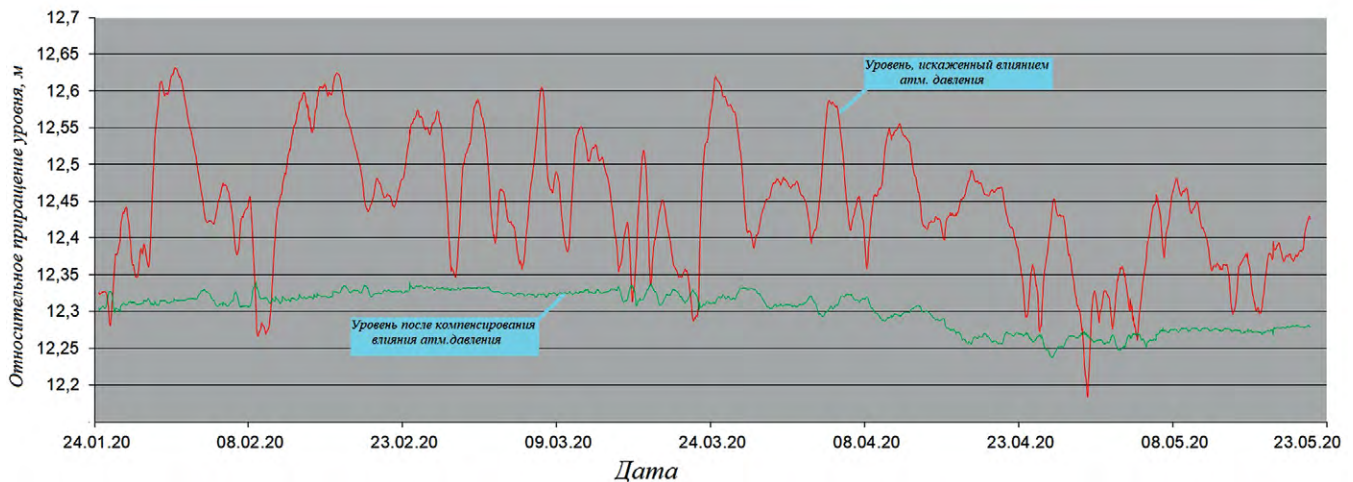


Рис. 1. Снятие искажений, вызванных вариациями атмосферного давления в скважине Т-21, пл. 18 в 2020 году

Ожидаемыми результатами эффективной эксплуатации системы гидродинамического мониторинга являются снижение затрат на функционирование ПГЗ ЖРО и минимизация отрицательного воздействия полигона на окружающую среду за счет:

- принятия оперативных и оптимальных решений при управлении технологическими операциями;
- возможности автоматизированного управления технологическими процессами в режиме реального времени;
- ускорение составления документации и отчетности, в том числе в части воздействия полигона на окружающую природную среду. [7]

Список литературы

1. РГТМ-319-ф20-120-2015, Регламент мониторинга состояния недр и подземных сооружений пункта глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов филиала «Северский», Северск, ФГУП «НО РАО», 2014 – 86 с.
2. Гибадулина Т. А., Кокорев О. Н., Носков М. Д., Щипков А.А. Система мониторинга уровня пластовых вод в наблюдательных скважинах ПГЗ ЖРО//IX школа-конференция молодых атомщиков Сибири: Сборник тезисов докладов. – Томск, 2018. – С. 150.
3. Кокорев О. Н. Носков М. Д., Щипков А. А., Козлов А. Е. Концепция автоматизированной системы контроля уровня пластовых вод, с целью управления технологическим процессом эксплуатации ПГЗ ЖРО//IX школа-конференция молодых атомщиков Сибири: Сборник тезисов докладов. – Томск, 2018. – С. 35
4. Гаричев, С. Н., Ерёмин, Н. А. Технология управления в режиме реального времени. - М.: МФТИ, 2015 - 196 с.
5. Кокорев О.Н., Носков М.Д., Щипков А.А., Гибадулина Т.А. Модернизация системы гидродинамического мониторинга ПГЗ ЖРО филиала «Северский» ФГУП «НО РАО»// Сборник материалов конференции «Актуальные проблемы инновационного развития ядерных технологий»// – Северск. СТИ НИЯУ МИФИ, 2019 – 106 с.
6. Зубков А. А., Рыбальченко А. И., Токарев И. В., Данилов В.В., и др. Анализ системы геотехнологического мониторинга полигона подземного захоронения жидких радиоактивных отходов СХК.//Разведка и охрана недр. – 2007. – №11. – С. 56-61.
7. Кокорев О. Н., Козлов А. Е., Носков М. Д., Щипков А. А., Концепция умного полигона глубинного захоронения ЖРО. //Известия высших учебных заведений. Физика. – 2018. – №12-2. – С. 45-49.

Проблемы обеспечения радиационной безопасности при долговременном централизованном хранении радиоактивных отходов в республике Беларусь

Кузьмина Н.Д., Жемжуров М.Л.

*Государственное научное учреждение «Объединенный институт
энергетических и ядерных исследований – Сосны» НАН Беларуси*

e-mail: ndkuzmina@sosny.bas-net.by

Аннотация. *В данной работе изложены проблемы обеспечения радиационной безопасности при долговременном хранении радиоактивных отходов на спецпредприятии по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» и предложены пути их решения.*

Ключевые слова: радиационная безопасность, комплексное инженерное и радиационное обследование, хранилище РАО приповерхностного типа, извлечение РАО.

Problems of radiation safety ensuring during long-term centralized storage of radioactive waste in the Republic of Belarus

N.D. Kuzmina, M.L. Zhemzhurov

The state scientific institution «The joint institute for power and nuclear research – Sosny» of NAS of Belarus

e-mail: ndkuzmina@sosny.bas-net.by

Abstract. *This paper describes the problems of ensuring radiation safety during the long-term storage of radioactive waste at the special enterprise for radioactive waste management, Unitary Enterprise «Ecores», and suggests ways to solve them.*

Keywords: safety, comprehensive engineering and radiation survey, near surface type radioactive waste storage, radioactive waste recovery.

Спецпредприятие по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» (далее – Спецпредприятие) расположено вблизи города Минска и создано в 1963 году для обеспечения безопасной эксплуатации исследовательского реактора ИРТ-2000 бывшего Института ядерной энергетики АН БССР. В дальнейшем, являясь единственным предприятием такого рода, объект обеспечил прием широкой номенклатуры радиоактивных отходов (далее – РАО), образующихся при использовании радиоактивных изотопов на территории Республики Беларусь. Ежегодно Спецпредприятие принимает до 3 тонн твердых РАО и до 3 тыс. отработавших свой ресурс закрытых радионуклидных источников (далее – ЗРНИ), в том числе радиоизотопные извещатели дыма, калибровочные и контрольные источники для дозиметрических приборов [1].

В первоначальный период размещение РАО осуществлялось в приповерхностных хранилищах траншейного типа, а затем – в специальных сооружениях заглубленного вида, представляющих собой монолитные конструкции (резервуары) из железобетона. Размещение РАО в хранилищах производилось в упаковке производителя без предварительной сортировки и переработки. С 1997 года с целью приведения объекта в состояние, соответствующее современным требованиям безопасности, осуществлялась его реконструкция.

На текущий момент на площадке объекта расположены:

- два приповерхностных хранилища РАО заглубленного типа «первого поколения» (каньон №1 и каньон №2; эксплуатация с 1963 по 1978 гг., в 1979 законсервированы);
- два приповерхностных хранилища РАО заглубленного типа «второго поколения» (хранилище №1 и хранилище №2; подземные монолитные блоки из 8 емкостей каждый, эксплуатация с 1978 по 2013 годы, сейчас одно из них законсервировано, второе находится на стадии вывода из эксплуатации), в которых находятся четыре законсервированных хранилища колодезного типа (по 2 в каждом) для размещения отработавших свой ресурс ЗРНИ;
- хранилище отработавших ЗРНИ с 11 емкостями колодезного типа (эксплуатируется с 2003 г.);
- хранилище кондиционированных твердых РАО наземного типа (эксплуатируется с 2013 г.);
- корпус переработки РАО с лабораториями (эксплуатируется с 2013 г.).

В настоящее время введенные в эксплуатацию на Спецпредприятии новые корпус переработки РАО, хранилище кондиционированных твердых РАО наземного типа и хранилище отработавших ЗРНИ обеспечивают безопасное обращение РАО в соответствии с международными требованиями. Вместе с тем, дальнейшее хранение РАО в старых законсервированных и выводимых из эксплуатации приповерхностных хранилищах типа «Радон» Спецпредприятия может явиться причиной ухудшения радиоэкологической обстановки в регионе [2].

В связи с изложенным, планируется разработка проекта вывода из эксплуатации Спецпредприятия, что, в соответствии с современными нормативными требованиями [3], вызвало необходимость выполнения работ по комплексному инженерному и радиационному обследованию (далее – КИРО) хранилищ РАО Спецпредприятия.

В 2016 г. межведомственной рабочей группой с участием специалистов научного учреждения «ОИЭЯИ–Сосны» было разработано техническое задание на оказание услуг по КИРО законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ РАО Спецпредприятия, которое утверждено решением Мингорисполкома от 25.11.2016 №3495. В соответствии с техническим заданием целью проведения КИРО являлась оценка фактического технического и радиационного состояния хранилищ и сбор необходимой информации для разработки проекта извлечения и кондиционирования РАО. Работы по КИРО были выполнены в период с августа по декабрь 2019 года АО «Логистический центр ЯТЦ» с привлечением АО «ОДЦ УТР», ООО АП «КВАРК», ФГУП «РАДОН» (РФ).

Научным учреждением «ОИЭЯИ–Сосны» НАН Беларуси осуществлялось научно-методическое сопровождение указанных работ по КИРО.

Следует отметить, что использованные при проведении КИРО радиометрические методы не позволили дать объективную оценку качественного и количественного состава РАО, содержащихся в полостях обследованных хранилищ [4]. Это обусловлено, в частности, несовершенством спектрометрических методик, не позволяющих учесть активность источников ионизирующего излучения (далее – ИИИ), заключенных в защитную упаковку. Поэтому требуемая оценка суммарной и удельной активности захороненных РАО была получена по результатам такой оценки, выполненной специалистами научного учреждения «ОИЭЯИ–Сосны» в работе [5], исходя из архивных данных о заполнении хранилищ РАО. По экспертным оценкам суммарный запас активности РАО в законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищах Спецпредприятия составил $1,27 \cdot 10^{16}$ Бк, около 27% из которого приходится на хранилища отработавших ЗРНИ колодезного типа.

По результатам КИРО также проведена оценка остаточных ресурсов строительных конструкций хранилищ РАО, которые составляют от 18 до 27 лет. Установлено, что монолитные железобетонные стены и дно хранилищ находятся в удовлетворительном состоянии и имеют защитное гидроизоляционное покрытие. Целостность инженерных барьеров хранилищ подтверждается результатами исследования проб подстилающих и прилегающих грунтов.

В настоящее время хранилища «первого» и «второго поколения» обеспечивают радиационную безопасность населения и окружающей среды, так как строительные конструкции и инженерные барьеры хранилища обладают достаточным ресурсом надежности для предотвращения миграции радионуклидов в окружающую среду.

На ближайший период (в пределах остаточного ресурса строительных конструкций хранилищ 18-27 лет) существенного изменения радиационной обстановки в хранилищах РАО и в близлежащей к ним зоне, которое может повлиять на дозовые нагрузки на персонал, население и безопасность окружающей среды, не прогнозируется. При этом можно ожидать незначительное расширение ареалов распространения $^{210}\text{Pb}/^{210}\text{Bi}/^{210}\text{Po}$, а также ^3H , ^{14}C и ^{90}Sr рядом с местами их локализации в пристеночных участках внутри хранилищ РАО. За указанный период, в соответствии с требованиями нормативных документов, должен быть разработан проект вывода хранилищ РАО из эксплуатации и проведены соответствующие мероприятия по подготовке к началу реализации проекта; подготовлены необходимые ресурсы [4].

В качестве прогноза на долгосрочный период в Техническом отчете по результатам КИРО [4] был использован прогнозный расчет оценки безопасности, выполненный специалистами научного учреждения «ОИЭЯИ–Сосны» для консервативного сценария (наиболее быстрой миграции радионуклидов из системы захоронения в окружающую геосферу и потенциально в источники водоснабжения при полной деградации барьеров) [5]. Указанные консервативные оценки показали, что в рассматриваемых объектах хранения РАО (хранилища «первого» и «второго поколения») в результате миграционных процессов через 100 лет после их консервации активность из хранилищ может поступить в зону аэрации, и тогда сама зона аэрации станет источником радиоактивного загрязнения воды, и реабилитировать загрязненную область будет весьма проблематично.

Проведенное КИРО является одним из основных этапов подготовки к выводу из эксплуатации Спецпредприятия, позволяющим объективно оценить текущий уровень безопасности «исторических» хранилищ РАО. Результаты КИРО станут информационной основой для разработки проектной документации вывода из эксплуатации Спецпредприятия, в том числе проекта технологии извлечения РАО из хранилищ, и обоснования безопасности планируемой деятельности по реализации этих проектов.

Разработка технологий извлечения и переработки РАО из хранилищ Спецпредприятия усложняется необходимостью проведения работ в напряженных радиационных условиях при обращении с самой разнообразной номенклатурой радиоактивных веществ, представляющих собой конгломерат из различных материалов (пластмасса, стекло, металл, ветошь и т.д.), загрязненных как короткоживущими, так и долгоживущими радионуклидами, включая закрытые источники гамма- и нейтронного излучения, радиоизотопные извещатели дыма, содержащие ^{239}Pu , соли ^{226}Ra и т.д.

Предполагается, что ожидаемые реальные уровни мощности эквивалентной дозы гамма-излучения (далее – МЭД) в ходе работ по извлечению РАО из хранилищ Спецпредприятия в основном будут лежать в диапазоне 1 мкЗв/ч – 1 мЗв/ч и сопоставимы с таковыми для хранилища РАО ядерной установки в г. Палдиски, Эстония, а учитывая отсутствие высокоактивных реакторных стержней и открытых ИИИ, могут быть существенно ниже [6]. Поэтому при разработке концептуальных решений по технологиям извлечения РАО авторами была принята аналогичная использованной в Палдиски схема организации работ. Данный подход включает в себя проведение периодического дистанционного радиационного мониторинга «вскрытой» поверхности РАО в ячейке хранилища с целью определения радиационных полей и обнаружения высокоактивных ИИИ, их извлечение с использованием дистанционно управляемых механизмов (например, небольшого крана-манипулятора «Palfinger», робототехнических средств «Brokk») и системы видеонаблюдения, и извлечение РАО «вручную» при достижении приемлемых (ниже установленных пороговых) уровней МЭД.

С точки зрения дальнейшего обращения с РАО и обеспечения долгосрочной безопасности при захоронении, их необходимо разделить на классы 1-4 в соответствии с документом [7]. При извлечении РАО из хранилищ Спецпредприятия будут образовываться все возможные категории РАО: очень низкоактивные (ОНАО), низкоактивные (НАО), среднеактивные (САО) и высокоактивные (ВАО) [4]. По экспертной оценке, распределение объемов РАО, размещенных в обследованных хранилищах Спецпредприятия по категориям можно оценить следующим образом: для каньона №1 (ОНАО – 60 ÷ 65 %; НАО – 30 ÷ 35%; САО – 5 ÷ 10%); для каньона №2 (ОНАО – 80 ÷ 85%; НАО – 10 ÷ 15%; САО – 5 ÷ 7%); для хранилища №1 (ОНАО – 70 ÷ 75 %; НАО – 20 ÷ 25%; САО – 5 ÷ 7%; ВАО – менее 1%); для хранилища №2 (ОНАО – 60 ÷ 70 %; НАО – 30 ÷ 35%; САО – 5 ÷ 10%; ВАО – 1 ÷ 2%); для хранилищ отработавших ЗРНИ: (инв. №№369,423, 424 ВАО – 100%), (инв. №422 САО – 100%).

При извлечении РАО из ячеек хранилищ сортировку рекомендуется производить с учетом морфологических признаков по следующим основным потокам: а) радиоизотопные приборы – подлежат цементированию в бочках при соблюдении предельных значений по активности на упаковку; б) отработавшие ИИИ – подлежат идентификации и перегрузке в контейнеры с донной разгрузкой с последующим помещением в хранилища отработавших ЗРНИ колодезного типа, либо, при невозможности таковой, кондиционированию в бочках при соблюдении предельных значений по активности на упаковку; в) металлические отходы – подлежат фрагментации и цементированию в бочках; г) прессуемые отходы – подлежат прессованию и цементированию в бочках.

Первичная категоризация РАО и выявление точечных ИИИ, локальных участков с повышенным загрязнением радиоактивными веществами должна производиться локально в хранилище в зоне работы с РАО с помощью дистанционно-управляемого инструмента, снабженного техническим зрением, коллимированными датчиками контроля радиационных параметров среды.

Наиболее трудноразрешимой задачей являются технологии извлечения из четырех хранилищ колодезного типа, размещенных в хранилищах «второго поколения» Спецпредприятия. Отдельные проектные решения потребуются для дальнейшего обращения с корпусом ядерного реактора АЭС «Памир-630Д», гамма-установки «Ставрида» и других крупногабаритных РАО, для кондиционирования которых неприменимы унифицированные контейнеры типа КМЗ или НЗК. Также перед началом проведения работ по выгрузке РАО рекомендуется проведение научно-исследовательских работ для обоснования проектных решений по обнаружению, безопасной локализации, извлечению и кондиционированию источников загрязнения ^{222}Rn (барботеров с остатками радиевой соли, светосоставов и т.д.) и его дочерними продуктами (изотопами $^{210}\text{Pb}/^{210}\text{Bi}/^{210}\text{Po}$), что позволит значительно снизить ингаляционные дозовые нагрузки на персонал.

Рекомендуемым вариантом вывода из эксплуатации Спецпредприятия является вариант его отложенной ликвидации, который предполагает, что имеются отклонения от проектных решений и требований нормативных правовых актов, при этом хранилища РАО находятся в удовлетворительном состоянии и обеспечат радиационную безопасность населения и окружающей среды в краткосрочной перспективе. При этом, для обеспечения радиационной безопасности хранилищ РАО в среднесрочной перспективе, необходимо разработать и осуществить комплекс мероприятий по укреплению, замене и ремонту инженерных конструкций и оборудованию хранилищ, обеспечивающих дополнительную защиту размещенных в хранилище РАО от контакта с водой, воздействия отрицательных температур и других потенциально опасных факторов, а также совершенствованию системы радиационного мониторинга.

После проведения комплекса мероприятий по извлечению, сортировке, переупаковке, кондиционированию и классификации твердых РАО и отработавших ИИИ потенциально существует возможность использовать конструкции хранилищ «второго поколения» для упорядоченного хранения РАО и ИИИ в контейнерах до момента отправки для размещения на объект окончательного удаления РАО. В этом случае необходима разработка проекта, включающего дооснащение и замену технологического оборудования, коммуникаций, инженерных сетей, установку дополнительных инженерных барьеров (внутренние – из нержавеющей стали, внешние – из слабопроницаемых грунтов с добавкой сорбентов).

Решение о концепции использования и окончательном выводе хранилищ Спецпредприятия из эксплуатации имеет комплексный характер и должно быть увязано с мероприятиями в рамках Стратегии по обращению с РАО в Республике Беларусь.

Список литературы

1. Шестой национальный доклад Республики Беларусь О выполнении объединённой конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами – Минск, 2017. – 89 л.
2. Жемжуров М.Л. Республиканский пункт захоронения радиоактивных отходов: состояние и перспективы / М.Л. Жемжуров, В.В. Скурат. // Международная конференция, посвященная 100-летию со дня рождения Н.В. Тимофеева-Ресовского: материалы междунар. конф, Минск, 17-18 октября 2000 г. / МЭУ им. А.Д. Сахарова. – С. 18-20.
3. Требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации пунктов хранения радиоактивных отходов: утв. Постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 22.02.2019 №25.
4. Технический отчет по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования законсервированных и выводимых из эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов УП «Экорес» / Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», АО «Логистический центр ЯТЦ». – Москва, 2019. – 469 л.
5. Отчет по обоснованию безопасности объекта «специализированное предприятие по обращению с радиоактивными отходами УП «Экорес» / Коммунальное унитарное предприятие по обращению с отходами «Экорес». – Минск, 2013. – 273 с.
6. Жемжуров М.Л. Проблемы организации радиационного мониторинга и дозиметрического контроля в ходе планируемых работ по извлечению твердых РАО из республиканского ПЗРО // В сб.: Материалы III международного симпозиума «Актуальные проблемы дозиметрии», 2001.– Минск, 2001. – С. 160-163.
7. Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения: утв. Постановлением Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь от 28 сентября 2010 г. №47 (в редакции от 24.07.2017 №33).

Концепция обращения с тритийсодержащими ВОДНЫМИ ОТХОДАМИ

Магомедбеков Э.П., Растунова И.Л.

*Российский химико-технологический университет
им. Д.И. Менделеева Москва, 125047, Миусская пл., 9*

e-mail: eldar@muctr.ru

Аннотация. В статье представлена концепция обращения с тритийсодержащим водными отходами. В рамках данной концепции предлагается под эгидой Национального оператора по обращению с радиоактивными отходами создание на базе ФГУП «РАДОН» межрегионального единого центра по обращению с тритийсодержащими водными отходами, в функции которого входят транспортировка, сбор, сортировка по уровням активности, хранение, переработка и перевод в безопасные формы для их долговременного хранения или захоронения.

Ключевые слова: тритийсодержащие водные отходы, детритизация, безопасное хранение, долговременное хранение тритийсодержащих отходов.

Concept of tritium-containing water waste treatment

E.P. Magomedbekov, I.L. Rastunova

D. Mendeleev university of chemical technology of Russia 9 Miusskaya sq., 125047, Moscow, Russia

e-mail: eldar@muctr.ru

Abstract. The article presents the concept of tritium-containing water waste treatment. This concept proposed, under the auspices of the National Operator of Radioactive Waste Management, to create, on the basis of RADON FSUE, an interregional single center for the management of tritium-containing water waste, whose functions include transportation, collection, sorting by activity levels, storage, processing and transfer to safe forms for their long-term storage or disposal.

Keywords: tritium-containing water waste, detritiation, safe storage, long-term storage tritiated waste.

Создание в России новой нормативно-законодательной базы по обращению с радиоактивными отходами [1–5] требует создания новых концептуальных подходов к совершенствованию систем обращения с радиоактивными отходами (РАО). В соответствии с новыми требованиями, в частности, постепенный отказ от контролируемого длительного хранения РАО, проводится пересмотр действующих и разработка новых подходов и технических решений применительно к обращению с различными видами РАО на основе российского и мирового опыта [6–9].

Выделение тритийсодержащих отходов в отдельную категорию, а также неприменимость для их переработки традиционных способов, использующихся при кондиционировании жидких радиоактивных отходов (ЖРО), диктует необходимость разработки специальных мер по обращению с этими отходами. В частности, в соответствии с Постановлением Правительства № 1069 от 19.10.2012 г., все ЖРО, вне зависимости от их химической формы, состава и удельной активности, относятся к 5 классу и подлежат «захоронению в пунктах глубинного захоронения радиоактивных отходов» [2]. В соответствии с Федеральным законом № 190-ФЗ от 11.07.2011 «Захоронение жидких низкоактивных радиоактивных отходов и жидких среднеактивных радиоактивных отходов в недрах в пределах горного отвода, в границах которого такие жидкие радиоактивные отходы должны быть локализованы, допускается исключительно в пунктах глубинного захоронения радиоактивных отходов, сооруженных и эксплуатируемых на день вступления в силу настоящего Федерального закона» [1]. В ряде публикаций обсуждается вариант захоронения ЖРО путем закачки в глубинные геологические пласты без изменения их агрегатного состояния, рассматривая при этом в качестве многобарьерной защиты чередующиеся водоупорные и буферные водоносные пласты [6, 9]. При этом отмечается, что решение о возможности и безопасности создания таких пунктов захоронения должно базироваться на результатах прогнозирования поведения и миграции радионуклидов в течение длительного периода времени (сотен и тысяч лет) с учетом моделей строения и свойств конкретной геологической структуры в месте размещения пункта захоронения [6, 7, 9, 10]. Очевидно, что вследствие высокой мобильности трития вопрос о применимости данного способа для захоронения тритийсодержащих водных отходов является весьма спорным.

На основании проведенного комплекса исследований нами предлагается концепция по обращению с тритийсодержащими водными отходами, ключевым элементом которой является национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами (НО РАО) под эгидой которого создаются межрегиональные единые центры обращения с тритийсодержащими водными отходами, осуществляющие их транспортировку, сбор, сортировку по уровням активности, хранение, переработку и перевод в безопасные формы для их хранения или захоронения. Создание таких центров может быть осуществлено на площадке ФГУП «РАДОН», а также на базе региональных отделений ФГУП «РосРАО».

Принципиальная схема технологии обращения с низкоактивными тритийсодержащими водными отходами представлена на рисунке 1. Основным элементом технологической цепочки является единый центр переработки тритийсодержащих отходов. Предприятия, на которых образуются водные тритийсодержащие отходы, подразделяются на две группы – предприятия с нерегулярным и регулярным образованием тритийсодержащих водных ЖРО. При этом на предприятиях с регулярным образованием тритийсодержащих водных отходов может присутствовать или отсутствовать система их переработки.

Переработка включает в себя систему предварительной очистки ЖРО от химических примесей или растворенных веществ и установки изотопной очистки (ИО) на основе методов разделения изотопов водорода с целью либо доведения концентрации трития в очищенном потоке до уровня вмешательства с последующим сбросом очищенной воды в окружающую среду, либо для извлечения трития из рециркулирующих водных потоков и поддержания в них постоянного, разрешенного для данного объекта уровня трития. Для побочного продукта с повышенным содержанием трития, образующегося в результате переработки, должна быть организована система сбора и временного хранения для последующей передачи в единый центр национального оператора по обращению с РАО.

Объекты с регулярным или нерегулярным (в т.ч. в результате аварий или нештатных ситуаций) образованием тритийсодержащих водных отходов и не имеющие собственной системы изотопной очистки (ИО), осуществляют сбор и сортировку образовавшихся ЖРО и далее передают их в Единый центр НО РАО. В качестве альтернативного варианта может быть использована очистка тритийсодержащей воды (НТО) «на месте» посредством мобильных установок, предназначенных для детритизации ЖРО, с последующим возвратом очищенной воды в технологический водный цикл предприятия, а при снижении удельной активности до уровня вмешательства очищенный поток может быть сброшен в окружающую среду (ОС).

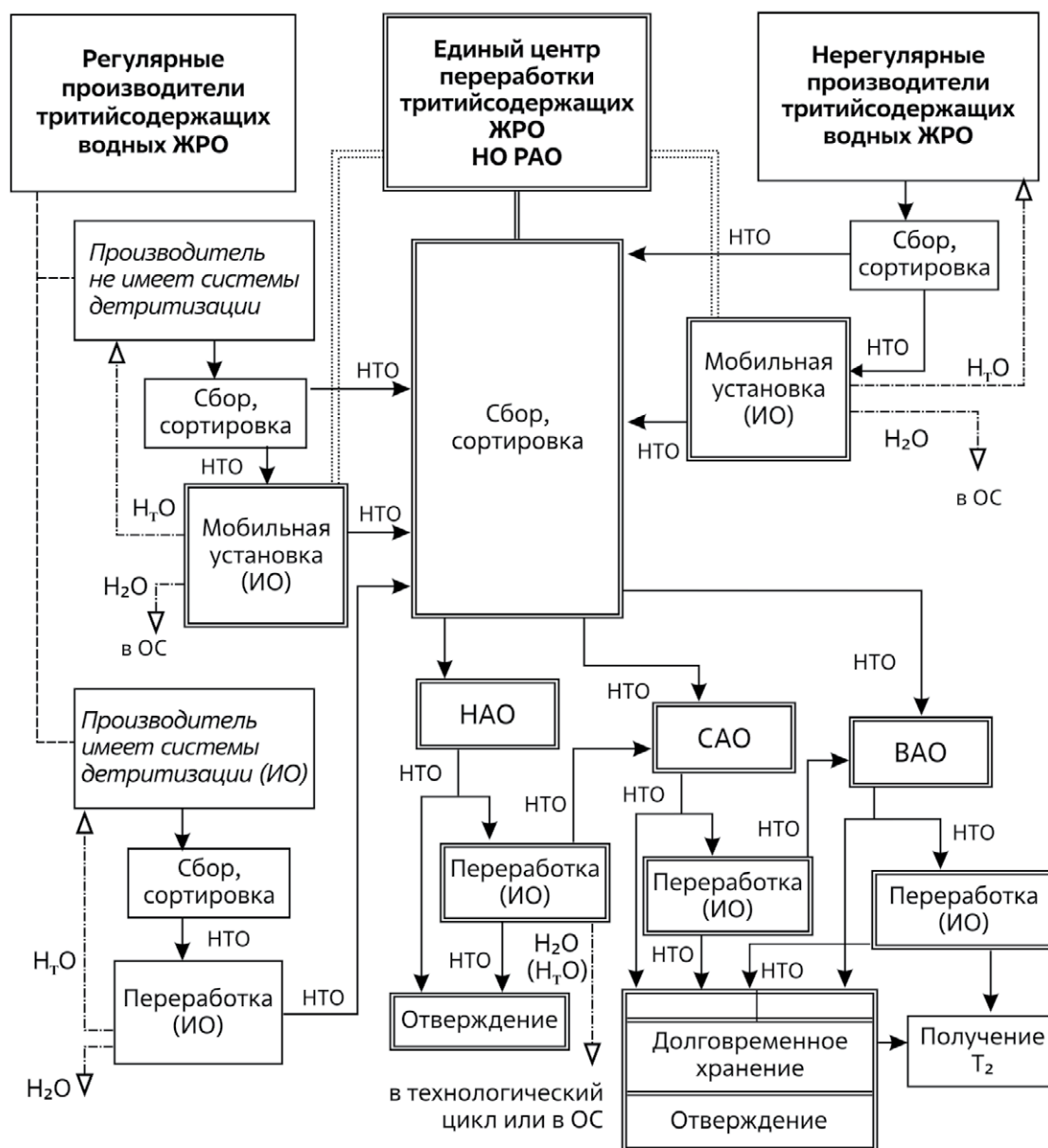


Рис. 1. Принципиальная технологическая схема обращения с тритийсодержащими водными отходами

Предприятия, имеющие собственную систему изотопной очистки тритийсодержащих водных отходов (потоков), в зависимости от их объемов и активности, могут производить предварительную переработку «на месте» с целью минимизации перемещаемых объемов тритийсодержащих ЖРО. При этом они осуществляют сбор, сортировку и переработку водных отходов (или потоков), с последующим возвратом очищенной воды в технологический цикл или сбросом в окружающую среду, а полученный отвал с повышенным содержанием трития направляют в единый центр НО РАО. Такая схема потенциально может быть организована на крупных предприятиях, таких как, например, АЭС, заводы по переработке ОЯТ и ПО «Маяк» (при условии создания на них отсутствующих в настоящее время систем детритизации). Полученный в результате переработки отвал с повышенным содержанием трития может служить в качестве исходного сырья для производства тяжелой воды или направляться на временное хранение в виде жидкой воды в стандартных герметичных емкостях для хранения тяжелой воды. При этом следует отметить, что вследствие небольшого удельного массового содержания трития обеспечения специальной вентиляции в емкостях не требуется. Выбор метода изотопной очистки может варьироваться в зависимости от вида предприятия, имеющихся на нем площадей и систем обеспечения технологического процесса. Например, для АЭС предпочтительно проводить детритизацию технологических потоков «на месте» методом ректификации воды под вакуумом с использованием отработанного низкопотенциального пара, что позволит существенно (в несколько раз) снизить стоимость энергозатрат на испарение воды по сравнению с закупкой энергии от внешнего поставщика.

Поступившие в единый центр тритийсодержащие легководные отходы сортируются по уровням активности, образуя низко- (НАО) средне- (САО) и высокоактивные (ВАО) ЖРО для последующей переработки. Переработка НАО, САО и ВАО на предприятии единого центра также предусматривает предварительную очистку от химических и других примесей (фильтрация, однократная перегонка или ионный обмен) и изотопную очистку с использованием метода разделения изотопов водорода. Изотопная очистка НАО и САО проводится с повышением категории отходов, образующихся в качестве отвального (обогащенного тритием) потока, который направляется в сборники САО и ВАО соответственно для последующей переработки. Концентрат, полученный при изотопной переработке ВАО, может использоваться для последующего обогащения с получением ценных ликвидных продуктов – газообразных дейтерия и трития. Следует также отметить, что изотопная очистка приводит к значительному сокращению объемов обогащенного тритием отвала по сравнению с объемом ЖРО, поступающим на переработку.

Обедненные на стадии изотопной очистки САО и ВАО потоки направляются в сборники с понижением категории. Очищенная от трития на установке изотопной очистки НАО вода может направляться в технологический водный цикл предприятия или, при достижении активности, не превышающей уровень вмешательства, сбрасываться в окружающую среду.

Отходы уровня САО и ВАО без переработки могут направляться на контролируемое долговременное хранение в виде жидкой воды в стандартных герметичных емкостях для хранения тяжелой воды. При этом следует отметить, что вследствие небольшого удельного массового содержания трития обеспечения специальной вентиляции в емкостях не требуется.

Список литературы

1. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации [Электронный ресурс]: Федеральный закон от 11.07.2011 №190-ФЗ. Доступ из справочно-правовой системы «КонсультантПлюс».
2. О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критерии отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов [Электронный ресурс]: Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 №1069. Доступ из справочно-правовой системы «КонсультантПлюс».
3. Об утверждении Положения о передаче радиоактивных отходов на захоронение, в том числе радиоактивных отходов, образовавшихся при осуществлении деятельности, связанной с разработкой, изготовлением, испытанием, эксплуатацией и утилизацией ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения [Электронный ресурс]: Постановление Правительства РФ от 10.09.2012 №899. Доступ из справочно-правовой системы «КонсультантПлюс».
4. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» (НП-093-14); утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15.12.2014 №572: введ. в действие с 12.04.15. М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. 2015. 33 с.
5. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15): утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25.06.2015 г. №243: введ. в действие с 10.08.2015 г. М.: Госатомнадзор России, 2015. 23 с.
6. Абрамов А.А., Дорофеев А.Н. Современное состояние и перспективы развития системы обращения с РАО в Российской Федерации // Радиоактивные отходы. 2017. №1. С. 10-21.
7. Винницкий В.А., Нечаев А.Ф., Чугунов А.С. Причины и ожидаемые следствия изменения парадигмы обращения с эксплуатационными отходами АЭС // Вестник российской академии естественных наук. 2017. №2. С. 7-11.
8. Гупало В.С., Фещенко А.И. Техничко-экономическое обоснование региональных производственно-логистических инфраструктур обращения с радиоактивными отходами в ЕГСО РАО // Вестник российской академии естественных наук. 2017. №2. С. 30-34.
9. Дорофеев А.Н., Савельева Е.А., Уткин С.С., Понизов А. В., Шарафутдинов Р. Б., Кудрявцев Е.Г., Пронь И.А., Коновалов В.Ю. Эволюция обоснования долговременной безопасности ПГЗ ЖРО // Радиоактивные отходы. 2017. №1. С. 55-64.
10. Обращение с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом в России. Взгляд международной сети ДЕКОМИССИЯ. Сосновый бор – Мурманск – Челябинск. 2017. [Электронный ресурс]. URL : http://greenworld.org.ru/sites/default/greenfiles/RAO&OYAT_rus.pdf. Дата обращения 20.04.2019.

Современные сорбционные материалы для очистки жидких радиоактивных отходов от радионуклидов цезия и стронция

Милютин В.В., Некрасова Н.А., Каптак В.О.

ИФХЭ РАН

e-mail: vmilyutin@mail.ru

Аннотация. В работе представлены результаты сравнительных испытаний сорбционных характеристик различных типов сорбционных материалов по отношению к радионуклидам цезия и стронция. Показано, что в малосолевых растворах высокими сорбционными характеристиками по отношению к ^{137}Cs обладают ферроцианидные сорбенты, титаносиликаты щелочных металлов, бентонитовые глины, синтетические и природные цеолиты, фосфаты титана и циркония. В высокосолевых растворах высокую селективность к ^{137}Cs проявляют ферроцианидные сорбенты и титаносиликаты щелочных металлов. Для сорбции ^{90}Sr из малосолевых растворов наиболее целесообразно использовать сульфокатионит, титаносиликаты щелочных металлов, синтетические цеолиты, оксигидратные сорбенты Термоксид ЗК и МДМ. В растворах, содержащих макроколичества ионов кальция, сорбция ^{90}Sr наблюдается на титаносиликатах щелочных металлов и сорбенте МДМ.

Ключевые слова: ионообменные смолы, неорганические сорбенты, радионуклиды цезия и стронция, жидкие радиоактивные отходы, очистка.

Modern sorption materials for purification of liquid radioactive waste from cesium and strontium radionuclides

V.V. Milyutin, N.A. Nekrasova, V.O. Kapnikov

Frumkin Institute of Physical Chemistry and Electrochemistry Russian Academy of Science (IPCE RAS)

e-mail: vmilyutin@mail.ru

Abstract. The paper presents the results of comparative tests of the sorption characteristics of various types of sorption materials with respect to cesium and strontium radionuclides. It was shown that in low-salt solutions, ferrocyanide sorbents, alkali metal titanosilicates, bentonite clays, synthetic and natural zeolites, titanium and zirconium phosphates possess high sorption characteristics with respect to ^{137}Cs . In high salt solutions, ferrocyanide sorbents and alkali metal titanosilicates exhibit high selectivity for ^{137}Cs . For the sorption of ^{90}Sr from low-salt solutions, most suitable to use sulfocationite, alkali metal titanosilicates, synthetic zeolites, oxyhydrate sorbents Termoxid 3K and MDM. In solutions containing macroquantities of calcium ions, most suitable to use for ^{90}Sr sorption alkali metal titanosilicates and MDM sorbent.

Keywords: ion-exchange resins, inorganic sorbents, radionuclides of cesium and strontium, liquid radioactive waste, purification.

В настоящее время сорбционные процессы получили широкое распространение для очистки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) различного химического и радионуклидного состава. В большинстве случаев сорбционные методы используются для извлечения радионуклидов цезия и стронция, которые присутствуют в водных растворах в ионном виде. С этой целью используется широкий круг сорбционных материалов: органические ионообменные смолы, а также неорганические сорбенты различных типов.

В современной научно-технической и патентной литературе приведен обширный объем информации, посвященный использованию различных сорбционных материалов, в т.ч. применительно к очистке ЖРО от радионуклидов цезия и стронция. Однако приведенные в литературе результаты получены при различных условиях проведения экспериментов, что не позволяет в полной мере систематизировать свойства изучаемых сорбентов и осуществить целенаправленный выбор наиболее перспективных сорбентов для очистки ЖРО сложного солевого и радионуклидного состава.

На основании многолетнего опыта в лаборатории хроматографии радиоактивных элементов ИФХЭ РАН была разработана стандартизованная методика определения сорбционно-селективных характеристик различных типов сорбционных материалов по отношению к радионуклидам цезия и стронция.

Разработанная методика предусматривает экспериментальное определение коэффициента распределения (K_d) соответствующего радионуклида. Значение K_d определяют путем контактирования навески сорбента с определенным количеством очищаемого раствора до наступления равновесия. Значение K_d рассчитывают по убыли активности исходного раствора:

$$K_d = \frac{A_o - A_p}{A_p} \times \frac{V_p}{m_c} \quad (1)$$

где A_o , A_p – соответственно исходная и равновесная удельная активность сорбируемого радионуклида, Бк/дм³;

V_p – объем жидкой фазы, см³;

m_c – масса сорбента, г

Перед использованием исходные образцы сорбентов высушивали на воздухе до постоянного веса: неорганические сорбенты при температуре 105°C, органические ионообменные смолы – при 60°C. Гранулированные сорбенты использовали в виде гранул с размером 0,25-0,50 мм. Мелкодисперсные образцы использовали с размером частиц менее 0,25 мм.

Для испытаний использовали следующие типы сорбционных материалов:

Органические ионообменные смолы

- КУ-2-8ЧС – сильнокислотный сульфокатионит гелевого типа в натриевой форме, ГОСТ 20298-74, производитель – НПО «Токем», г. Кемерово.

Природные алюмосиликаты и цеолиты

- КГЛ (Чел) – каолиновая глина Кыштымского месторождения, Челябинская обл.;
- БГЛ (Бел) – бентонитовая глина Нелидовского месторождения, Белгородская обл.;
- БГЛ (Хак) – бентонитовая глина месторождения «10-й Хутор», Республика Хакасия;
- Вермикулит – Ковдорское месторождение, Мурманская обл.;
- Глауконит – Каринское месторождение, Челябинская обл.;
- Диатомит – Инзенское месторождение, Ульяновская обл.;
- Трепел – Зикеевское месторождение, Калужская обл.;
- КЛ (Сок) – клиноптилолит месторождения «Сокирница», Украина;
- КЛ (БП) – клиноптилолит месторождения «Белый Пласт», Болгария;
- КЛ (Шив) – клиноптилолит Шивертуйского месторождения, Читинская обл.

Синтетические цеолиты

- NaA – натриевая форма цеолита типа А, ТУ 2163-003-15285215-2006, изготовитель – Ишимбайский специализированный химический завод катализаторов, Республика Башкирия;
- NaX – натриевая форма цеолита типа X, ТУ 2163-077-05766575-99, изготовитель – Ишимбайский специализированный химический завод катализаторов, Республика Башкирия;



Оксигидратные сорбенты

- **АСКГ**–силикагель активированный крупнопористый гранулированный, ГОСТ 3956-76, производитель – ООО Салаватский катализаторный завод, г. Салават, Республика Башкирия;
- **КСМГ**– силикагель мелкопористый гранулированный, ГОСТ 3956-76, производитель – ООО Салаватский катализаторный завод, г. Салават, Республика Башкирия;
- **Термоксид-3К** – сферогранулированный гидратированный диоксид циркония, ТУ 2641-014-12342266-2004, производитель – АО ПНФ «Термоксид», г. Заречный Свердловской обл.;
- **Термоксид-5** – сферогранулированный гидратированный диоксид титана, ТУ 2641-014-12342266-2004, производитель – АО ПНФ «Термоксид», г. Заречный Свердловской обл.;
- **МДМ** – смешанный оксид марганца (III, IV), ТУ 2641-001-51255813-2007, изготовитель – ИФХЭ РАН.

Фосфаты титана и циркония

- **Термоксид-3А** –сферогранулированный фосфат циркония, ТУ 2641-004-12342266-2004, производитель – АО ПНФ «Термоксид», г. Заречный Свердловской обл.;
- **ТiP** – гранулированный фосфат циркония, опытный образец, синтезирован в Институте химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева Кольского научного центра Российской академии наук (ИХТРЭМС КНЦ РАН), г. Апатиты Мурманской обл.

Ферроцианидные сорбенты

- **Термоксид-35** –сферогранулированный ферроцианид никеля-калия на носителе –оксигидрате циркония, содержание ферроцианидной фазы – 30-35 масс. %, ТУ 2641-006-12342266-2004, производитель – АО ПНФ «Термоксид», г. Заречный Свердловской обл.;
- **ФНС** –гранулированный ферроцианид никеля-калия на неорганическом носителе – силикагеле, содержание ферроцианидной фазы – 8-10 масс. %, ТУ 2161-002-51255813-2007, производитель – Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН (ИФХЭ РАН), г. Москва. Аналоги – сорбенты марок НЖС, Селекс-ЦФН, ФСС, СФНС.
- **ФНД** – мелкодисперсный сорбент на основе ферроцианида никеля-калия на неорганическом носителе – меле или диатомите, ТУ 2641-020-57983206-2012, содержание ферроцианидной фазы – 15-20 масс.%, производитель – ИФХЭ РАН, г. Москва.
- **ФС-10** – гранулированный сорбент на основе ферроцианида никеля-калия на неорганическом носителе – золе кремниевой кислоты, содержание ферроцианидной фазы – 40-45 масс. %, ТУ 2641-017-57983206-2012, производитель – ИФХЭ РАН, г. Москва.

Титаносиликаты щелочных металлов

- **TiSi** –кристаллический титаносиликат натрия, опытный образец, синтезирован в ИХТРЭМС КНЦ РАН, г. Апатиты Мурманской обл.;
- **TiSi-BC** – полукристаллический титаносиликат натрия, опытный образец, синтезирован в ИСПЭ НАН Украины, г. Киев, Украина.

Углеродные сорбенты

- **БАУ-А** – активированный древесный дробленый уголь, ГОСТ 6217-74. Удельная поверхность 700-800 м²/г; суммарный объем пор по воде – 1,6 см³/г;
- **КАУ** – активированный кокосовый уголь. Удельная поверхность 1040 м²/г; суммарный объем пор – 0,023 см³/г;
- **Шунгит** – природный минерал Зажогинского месторождения, Республика Карелия. Содержит от 30 до 99% аморфного углерода, остальное – оксиды железа, титана, кремния.

Сорбция ¹³⁷Cs

Испытания различных типов сорбентов для сорбции микроколичеств ¹³⁷Cs проводили при соотношении Т:Ж = 1:200 и 1:400 для сорбентов с $K_d < 10^4$ и $K_d > 10^4$ см³/г соответственно; время контакта фаз – 48 ч. В качестве жидкой фазы использовали модельные растворы NaNO₃ с концентрацией 0,1 и 1,0 моль/дм³, которые имитируют состав низко- и высокосолевых ЖРО соответственно. Перед началом экспериментов в модельные растворы

вносили метку радионуклида ^{137}Cs в количестве около 10^5 Бк/дм³. Удельную активность ^{137}Cs в растворах определяли прямым радиометрическим методом с использованием универсального спектрометрического комплекса СКС-50М («Грин стар технолоджиз», г. Москва) по гамма-линии 661 кэВ.

Полученные результаты показали, что в растворе 0,1 моль/дм³ NaNO_3 повышенными сорбционными характеристиками по отношению к ^{137}Cs ($K_d > 10^4$ см³/г) обладают ферроцианидные сорбенты, титаносиликаты щелочных металлов, бентонитовые глины. Высокими сорбционными характеристиками ($K_d = 10^3$ – 10^4 см³/г) обладают синтетические и природные цеолиты, фосфаты титана и циркония. Низкими сорбционными характеристиками ($K_d = 10^3$ см³/г) обладают сульфокатионит, оксигидратные и угольные сорбенты.

В высокосолевых средах высокую селективность к ^{137}Cs ($K_d < 10^4$ см³/г) проявляют ферроцианидные сорбенты и титаносиликаты щелочных металлов, сорбция цезия на остальных типах сорбентов значительно снижается.

Сорбция ^{90}Sr

Испытания различных типов сорбентов для сорбции ^{90}Sr проводили при соотношении Т:Ж = 1:200 и 1:400 для сорбентов с $K_d < 10^4$ и $K_d > 10^4$ см³/г соответственно; время контакта фаз – 48 ч. В качестве жидкой фазы использовали модельный раствор $\text{Ca}(\text{NO}_3)_2$ с концентрацией 0,01 моль/дм³, pH=6,0 и водопроводную воду г. Москвы состава, мг/дм³: Na^+ – 6-8; K^+ – 4-5; Mg^{2+} – 15-17; Ca^{2+} – 52-56; Cl^- – 6-8; SO_4^{2-} – 36-38; HCO_3^- – 200-205; общее солесодержание – 310-330; общая жесткость – 3,6-3,8 мг-экв/дм³; pH=7,6 – 7,8. Удельная активность ^{90}Sr в исходном растворе – около 10^5 Бк/дм³.

Полученные результаты показали, что для сорбции ^{90}Sr из малосолевых растворов (водопроводной воды) могут быть использованы следующие сорбенты: сульфокатионит, титаносиликаты щелочных металлов, синтетические цеолиты, сорбенты Термоксид ЗК и МДМ, для которых K_d ^{90}Sr в данных условиях составляет более 10^4 см³/г. В растворе 0,01 моль/дм³ $\text{Ca}(\text{NO}_3)_2$ значения K_d ^{90}Sr на всех исследованных сорбентах резко снижаются, что связано с конкурирующим влиянием ионов кальция. Максимальные значения K_d ^{90}Sr в присутствии макроколичеств Ca^{2+} достигаются на титаносиликатах щелочных металлов и сорбенте МДМ.

Таким образом, разработанная в ИФХЭ РАН стандартизованная методика определения сорбционно-селективных характеристик различных типов сорбционных материалов по отношению к радионуклидам цезия и стронция позволяет проводить целенаправленный выбор наиболее эффективных сорбентов для очистки ЖРО различного солевого и радионуклидного состава.

Применение микроводорослей хлореллы в системах очистки сточных вод от токсичных и радиоактивных загрязнений

Мартынов Д.Ю.¹, Стрижников О.А.²

¹– ФГБОУ ВО РГАУ-МСХА имени К.А. Тимирязева

e-mail: dimamifi@mail.ru

² – ФГБНУ ВНИИГиМ имени А.Н. Костякова

e-mail: oleg.strijnikov@yandex.ru

Аннотация. В статье кратко изложены биологические методы очистки сточных вод, загрязненных токсичными химическими соединениями и радионуклидами, с использованием штаммов зеленых микроводорослей *Chlorella vulgaris* ИФР № С-111 и *Chlorella vulgaris* BIN в проточных фотобиореакторах, использующих для роста и развития микроводорослей солнечное излучение. Находясь в фотобиореакторе, хлорелла активно воспринимает и поглощает растворенные в воде токсичные и радиоактивные соединения в качестве питательных элементов, после чего погибает и опускается на дно отстойника, откуда далее удаляется с помощью скребковых механизмов и пульпопровода. Отведенная по пульпопроводу погибшая хлорелла далее обезвоживается в отдельном резервуаре, складывается и вывозится на площадки, предназначенные для депонирования и захоронения токсичных или радиоактивных отходов.

Ключевые слова: сточные воды, очистка, токсичные химические соединения, радионуклиды, хлорелла, фотобиореактор.

Application of chlorella microalgae in systems of wastewater treatment from toxic and radioactive contamination

D.Yu. Martynov¹, O.A. Strijnikov²

¹– Russian State Agrarian University – Moscow Timiryazev Agricultural Academy

e-mail: dimamifi@mail.ru

² – A.N. Kostyakov Russian Scientific Research Institution of Hydraulic Engineering and Amelioration

e-mail: oleg.strijnikov@yandex.ru

Abstract. The article summarizes biological methods for treating wastewater contaminated with toxic chemical compounds and radionuclides, biological methods by means of strains of green microalgae *Chlorella vulgaris* No. C-111 and *Chlorella vulgaris* BIN in flow-through photobioreactors using solar radiation for the growth and development of microalgae. While in the photobioreactor, *Chlorella* actively perceives and absorbs toxic and radioactive compounds dissolved in water as nutrients, after which it dies and sinks to the bottom of the sump, from where it is further removed using scraper mechanisms and a slurry pipeline. The dead *Chlorella* removed via a slurry pipeline is then dewatered in a separate tank, stored and transported to sites intended for the deposit and burial of toxic or radioactive waste.

Keywords: wastewater, treatment, toxic chemical compounds, radionuclides, chlorella, photobioreactor.

Для жизни и здоровья людей, проживающих возле рек и водоемов, может быть весьма опасным наличие в сточных водах токсичных и радиоактивных веществ, в концентрациях значительно превышающих допустимые нормы и уровни [1]. В этой связи, при наличии радиоактивных примесей в стоках система специальной канализации должна предусматривать дезактивацию сточных вод и возможность их повторного использования для технологических целей [2]. В процессе работы в контурах защиты и охлаждения АЭС вырабатываются и задерживаются радионуклиды и остаточные химические вещества. С учетом практического опыта эксплуатации АЭС известно, что незначительная по массе часть загрязняющих веществ и радионуклидов может попадать в окружающую среду вместе со сточными водами.

В реакторе любой АЭС из уранового топлива образуются посредством деления атомов около 300 различных радионуклидов. Среди них: йод-129 (период полураспада 16 млн лет), углерод-14 (5730 лет), цезий-137 (30 лет), тритий (12,3 года), криптон (10,6 лет), йод-131 (8 суток), ксенон-133 (5,27 суток), йод-133 (5,27 суток), йод-133 (20,9 часа), аргон-41 (1,82 часа), криптон-87 (78 мин), ксенон-138 (17 мин), азот-16 (7,35 сек). Радиоактивный газ проходит через микротрещины работающих ТВЭЛов, а также в процессе извлечения ТВЭЛов в ходе их периодической замены, и попадают в теплоноситель.

По статистике, один из 5000 ТВЭЛов имеет какие-то серьезные повреждения оболочки, облегчающие попадание продуктов деления в теплоноситель. Эксплуатационным регламентом российских АЭС допускается наличие до 1% ТВЭЛов с поврежденной защитной оболочкой [3].

На большинстве современных средних и крупных очистных сооружений активно применяются методы биологической очистки сточных вод в искусственных условиях, в аэротенках или биофильтрах, при которых химические и радиоактивные примеси быстро и эффективно извлекаются из сточных вод [4, 5]. В этой связи актуальной задачей является эффективная очистка радиоактивных сточных вод биологическими методами.

При реабилитации водных объектов хорошо себя показали методы альголизации, связанные с плановым внесением штаммов зеленых микроводорослей *Chlorella vulgaris* в водоемы, такие как, например, Цимлянское и Пензенское водохранилище [6]. В этой связи рассмотрим перспективные методы применения штаммов зеленых микроводорослей *Chlorella vulgaris* в качестве микробиологического и химического элемента очистки сточных вод перед их сбросом в водный объект.

Хлорелла – это одноклеточная пресноводная зеленая водоросль, обладающая хроматофорами зеленого цвета и имеющая диаметр от 1,5 до 10 микрон, активный производитель биомассы, которая включает в себя все необходимые для своего развития вещества, и, что крайне важно, не вырабатывающая токсических соединений в отличие от целого ряда других водорослей.

В зависимости от температуры штаммы хлореллы подразделяют на: термофильные, с оптимальной температурой ее развития 35°C – 37°C; мезофильные, с оптимальной температурой 25°C – 27°C; криофильные, с оптимальной температурой 10°C – 15°C. Начиная с 60-х годов прошлого века уделялось много внимания исследованиям биологических методов очистки сточных вод с использованием хлореллы.

Использование водорослей *Chlorella vulgaris* способно успешно очищать сточные воды птицефабрик и свиноводческих комплексов от биологических и органических загрязнений, химических нефтеперерабатывающих заводов от фенольных примесей и нефтепродуктов. В результате такой очистки удаляется и разрушается часть органических и неорганических загрязнений, азотистые компоненты и фосфаты полностью используются данным видом водорослей, нормализуется и стабилизируется гидробиологический режим сточных вод. В результате многолетнего опыта применения установлено, что наиболее оптимальными и более востребованными для подобных нужд являются найденные на территории СССР и Российской Федерации, имеющие темно-зеленый цвет, штаммы *Chlorella vulgaris* ИФР №С-111 и *Chlorella vulgaris* BIN.

Температурный режим, при котором может быть обеспечен быстрый рост и культивирование *Chlorella vulgaris* ИФР №С-111, находится в диапазоне от 26°C до 36°C. Температурный режим, при котором может быть обеспечен быстрый рост и культивирование *Chlorella vulgaris* BIN, находится в диапазоне от 20°C до 40°C. Оптимальной температурой культивирования для двух вышеприведенных штаммов можно считать диапазон температур 28°C – 30°C.

С учетом вышеизложенного, открываются перспективы разработки новых технологических решений, направленных на биологическую реабилитацию и удаление радиоактивных веществ из сточной воды. Базовый вариант процесса биологической переработки и обезвреживания сточной воды представлен в виде блок-схемы на рис. 1.

Скорость очистки в фотобиореакторе зависит от концентрации в сточной воде радиоактивных элементов, клеток штамма *Chlorella vulgaris* и интенсивности солнечного излучения. При этом производительность фотобиореактора может быть определена согласно следующей формуле:

$$G = (1 - k_1) \cdot H \cdot \frac{B \cdot L}{T} = (1 - k_1) \cdot H \cdot \frac{S}{T} \quad (1)$$

где: G – расход сточной воды подаваемой на очистку (в м³/с, или м³/ч);

k_1 – объемная доля суспензии хлореллы, которая отводится из очищенной воды после процесса очистки в фотобиореакторе;

H – постоянная глубина фотобиореактора, м;

B – ширина фотобиореактора, м;

L – длина фотобиореактора;

T – среднее время очистки одного м³ сточных вод (выраженное в секундах или часах);

S – площадь поверхности фотобиореактора, освещаемая солнцем, м².

Заключение

Предложенный в статье метод очистки сточных вод от токсичных и радиоактивных примесей является более дешевым по сравнению с сорбционными методами очистки, позволяет культивировать штаммы *Chlorella vulgaris* (ИФР №С-111 или В1N) в значительных количествах и использовать их в качестве среды для альголизации водных объектов и элемента очистки от токсичных и радиоактивных примесей растворенных в сточных водах.

Список литературы

1. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2016 году. Ежегодник / Под ред. С.М. Вакуловского. – Обнинск: ВНИИГМИ-МЦД, 2017. – 367с.
2. СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности.
3. СТО 1ЛЛ.01.0678-2007 Основные правила обеспечения эксплуатации атомных станций: Утверждены приказом ФГУП концерн «Росэнергоатом» от 06.112007г. № 1254
4. Ветошкин А.Г. Инженерная защита водной среды. Учебное пособие. Санкт-Петербург: изд. Лань, 2014. 414с.
5. Луканин А.В. Процессы и аппараты биотехнологической очистки сточных вод, Москва: изд. «ИНФРА-М», 2016. 242с.
6. Богданов Н.И. Биологическая реабилитация водоёмов / Н.И. Богданов. 3 изд., доп. и перераб. / Пенза: РИО ПГСХА, 2008. – 126 с.
7. Король Т.С., Мартынов Д.Ю., Новиченко А.И., Новиков А.В., Сумарукова О.В., Лапидовский М.В., Исследование возможности использования микроводоросли *Chlorella vulgaris* в технологических процессах обеззараживания и доочистки сточных вод / М:журнал: Водоочистка. Водоподготовка. Водоснабжение. №2017 / 4 С. 24-30. 2017.
8. Мартынов Д.Ю., Новиченко А.И., Лагутина Н.В. Использование передовых аппаратурных комплексов при культивировании и переработке микроводорослей / М: Сборник статей.: Доклады ТСХА, 2019. – С. 409-412.

Технология очистки радиоактивно загрязненного грунта методом гидросепарации с реагентной обработкой выделенной фракции

Маряхин М.А.¹, Варлакова Г.А.¹, Варлаков А.П.¹, Германов А.В.¹,
Петров В.Г.², Власова И.Э.², Калмыков С.Н.²

¹– АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара», г. Москва, Россия

² – МГУ имени М.В. Ломоносова, г. Москва, Россия

e-mail: APVarlakov@bochvar.ru

Аннотация. В статье изложены результаты разработки и испытания технологии очистки радиоактивно загрязненных грунтов АО «АЭХК» от урана, относящихся к категории радиоактивных отходов с очень низкой удельной активностью, образование которых ожидается при выводе из эксплуатации сублиматного производства. Представлены этапы испытаний технологии дезактивации радиоактивно загрязненного грунта на лабораторном стенде с использованием способа гидросепарации с последующей обработкой целевой фракции растворами реагентов. Результаты испытаний будут использованы для разработки установки очистки радиоактивно загрязненных грунтов АО «АЭХК» категории радиоактивных отходов.

Ключевые слова: радиоактивно загрязненный грунт, радиоактивные отходы, гидросепарация, реагентная обработка, целевая фракция, мелкодисперсная фракция, песчаная фракция, лабораторный стенд, коэффициент очистки.

Technology of purification of radioactively contaminated soil by hydroseparation method with reagent treatment of the selected fraction

M.A. Mariakhin¹, G.A. Varlakova¹, A.P. Varlakov¹, A.V. Germanov¹
V.G. Petrov², I.E. Vlasova², S.N. Kalmykov²

¹– Joint Stock Company «A.A. Bochvar High-technology Research Institute of Inorganic Materials», Moscow, Russia

² – Lomonosov Moscow State University, Moscow, Russia

e-mail: APVarlakov@bochvar.ru

Abstract. The article presents the purification technology used to remove uranium from radioactively contaminated soils at JSC «AECC» with the results of its development and testing. These soils, considered as very low-level radioactive waste, are expected to be generated during the decommissioning of sublimate production facility. The paper discusses testing stages of the decontamination technology at a laboratory installation by applying hydroseparation method with further reagent treatment of the target fraction. The testing results will be used to develop an installation enabling to treat radioactively contaminated soils of radioactive waste category from JSC «AECC».

Keywords: radioactively contaminated soil, radioactive waste, hydroseparation, reagent treatment, target fraction, fine fraction, sand fraction, laboratory installation, purification factor.

При выводе из эксплуатации (ВЭ) различных ядерно- и радиационно опасных объектов (ЯРОО) и реабилитации радиоактивно загрязненных территорий образуется большое количество радиоактивно загрязненного грунта (РЗГ). Сокращение объема РАО в виде грунта и, соответственно, расходов на обращение с ними определяет стоимость проектов ВЭ ЯРОО. В связи с этим актуальны исследования, направленные на создание относительно простой технологии, позволяющей эффективно проводить очистку РЗГ с минимальным образованием вторичных отходов.

В АО «ВНИИНМ» успешно прошла опытно-промышленные испытания установка дезактивации грунтов методом гидросепарации производительностью до 1000 кг/ч [1, 2]. При опытно-промышленных испытаниях на установке было переработано 70 м³ РЗГ, который образовался при ликвидации участков радиоактивного загрязнения на территории АО «ВНИИНМ» [1]. Грунт представлял собой промышленные отходы, загрязненные радионуклидом Cs-137 и имел преимущественно песчаный состав. Удельная активность Cs-137 в РЗГ была выше уровня освобождения от радиационного контроля. В результате очистки удельная активность Cs-137 в 58 м³ грунта была снижена в 5 раз до уровня освобождения промышленных отходов от радиационного контроля.

Технология гидросепарации была применена для очистки РЗГ с площадки сублиматного производства (СП) АО «АЭХК», загрязненного ураном. Исследования проводили в лабораторных условиях на опытном стенде, и на опытно-промышленной установке, где было переработано 15 м³ РЗГ [2]. Коэффициент очистки составил около 4, коэффициент сокращения объема отходов – 3,6.

С целью увеличения коэффициента очистки РЗГ СП АО «АЭХК» предложена технология очистки, основанная на комбинации методов гидросепарации и реагентной обработки выделенной целевой фракции, которая имеет значимую долю в общем количестве грунта и наименьшую удельную активность. Для этого распределение и формы урана в различных фракциях грунта изучались с помощью радиографии, растровой электронной микроскопии, масс-спектрометрии, спектроскопии и последовательного выщелачивания [3]. Определено, что уран распределен неравномерно по гранулометрическим фракциям грунта. По сравнению с остальными содержание урана выше в мелкодисперсной фракции (менее 0,1 мм), включающей глинистые минералы. В грунте присутствуют урановые частицы оксидно-гидроксидного и фосфатного состава размером около 1-2 мкм. Более крупные урансодержащие фрагменты представляли собой пропитанные остатки древесины, уголь и железосодержащий шлак. Уран находится в формах как в легкоизвлекаемых (обменная до 10% и связанная с карбонатами 50-60%), так в трудноизвлекаемых (связанная с Fe/Mn оксидами 20-30%, органическая и нерастворимая 10-20%).

По данным спектроскопии рентгеновского поглощения, уран присутствует в форме шестивалентного урана в виде катиона UO^{2+} . Известно, что такая форма является мобильной, способной образовывать комплексы, например, с карбонат- и сульфат-ионами, различными органическими комплексами. Все это позволило предположить, что уран может быть выделен из РЗГ путем обработки простыми и дешевыми реагентами.

При очистке грунта категории очень низкоактивных радиоактивных отходов (ОНРАО) на лабораторном стенде методом гидросепарации были получены: фрагменты растительного происхождения, гравий, песок, мелкодисперсная фракция (менее 0,1 мм) [4,5]. Наименьшее количество урана содержала фракция песка с размером частиц от 0,1 до 0,7 мм, содержание которого в исследуемом грунте составляло около 40%. Соответственно, данная фракция была принята как целевая, подлежащая реагентной обработке для достижения высокого коэффициента очистки РЗГ в целом.

В результате пробной обработки целевой фракции растворами карбоната натрия, серной и азотной кислот, ЭДТА и дистиллированной водой был предложен оптимальный технологический режим обработки: последовательная обработка в растворе карбоната натрия и в растворе серной кислоты в течение 0,5-3 ч при непрерывном перемешивании, с содержанием твердой фазы в растворах 20-50 мас. %.

Отработка технологических параметров была выполнена в серии испытаний на лабораторном стенде при обработке целевой фракции грунта партиями по 2 кг [4,5]. В результате были определены оптимальные значения технологических параметров: последовательная обработка песчаной фракции грунта (0,1-0,7 мм) в течение 0,5 часа раствором карбоната натрия с концентрацией 5,2 г/л и серной кислоты с концентрацией 12,3 г/л с содержанием твердой фазы в растворах 50 мас. %. Коэффициент очистки целевой фракции грунта после реагентной обработки составил 24.

В итоге, при очистке грунта категории ОНРАО СП АО «АЭХК» по разработанной технологии гидросепарации с применением стадии реагентной обработки выделенной целевой фракции образовалось (% от массы исходного грунта):

- 40% песка с суммарной удельной активностью менее 0,3 Бк/г, коэффициент очистки составил 90;
- 30% гравия с суммарной удельной активностью в интервале от 0,3 до 10 Бк/г, не относящегося к категории РАО, коэффициент очистки – 3,6;
- 30% мелкодисперсной фракции категории ОНРАО.

С целью исключения загрязнения очищенного от радионуклидов песка химическими веществами и для снижения объема вторичных отходов в виде отработанных химических растворов, разработана технологическая схема обращения с целевой фракцией и растворами реагентов после обработки включающая:

- промывку целевой фракции водой от отработанных растворов серной кислоты;
- регенерацию отработанного раствора реагентов осаждением растворенных компонентов грунта суспензией гидроксида кальция с последующим сгущением, обезвоживанием и объединением осадка (не более 3% от массы исходного грунта) с выделенными РАО на этапе гидросепарации;
- четырехкратное использование растворов после восстановления концентрации реагента;
- использование отработанных растворов в контуре оборотной воды для очистки грунта методом гидросепарации;
- приготовление новых растворов реагентов на основе вод промывки.

Сокращение грунта категории ОНРАО СП АО «АЭХК» при обработке по разработанной технологии составило 3,3 раза.

Оценка экономической эффективности разработанной технологии показала, что ее применение при очистке РЗГ категории ОНРАО СП АО «АЭХК» позволит сократить расходы на обращение с РАО более чем в 2 раза.

Разработано техническое задание на создание опытно-промышленной установки очистки РЗГ от радионуклидов урана методом гидросепарации со стадией реагентной обработки, образующегося при ВЭ СП АО «АЭХК». Разработанная технология может быть применена при ВЭ и реабилитации территорий сходных объектов.

Список литературы

1. Варлаков А.П. Разработка технологии дезактивации радиоактивно загрязненных грунтов и установки для ее реализации / Варлаков А.П., Германов А.В., Маряхин М.А., Варлакова Г.А. // Вопросы атомной науки и техники. 2017. Вып. 3(90). С. 100-107.
2. Варлаков А.П. Создание в АО «ВНИИНМ» мобильной установки очистки радиоактивно загрязненного грунта на основе технологии водно-гравитационного отделения мелкодисперсной фракции / Варлаков А.П., Германов А.В., Маряхин М.А., Варлакова Г.А., Удаляя М.В. // Радиоактивные отходы. 2018. №1(2). С.62-67.
3. Формы нахождения урана в радиоактивно загрязненных грунтах на территории АО «АЭХК». И.Э. Власова, М.А. Маряхин, А.В. Ржевская, В.О. Япаскурт, А.Ю. Романчук, Г.А. Варлакова, А.П. Варлаков. Тезисы докладов IX Российской конференции с международным участием «Радиохимия 2018», г. Санкт-Петербург, 17–21 сентября 2018 г. – Санкт-Петербург. 2018 – 210 с.
4. Варлаков А.П., Германов А.В., Маряхин М.А., Калмыков С.Н., Петров В.Г., Власова И.Э., Романчук А.Ю. Дезактивация грунта, загрязнённого ураном, с использованием метода гидросепарации с последующей реагентной обработкой фракций // Радиоактивные отходы. – 2019. – №4(9). – С. 85–90.
5. Маряхин М.А., Власова И.Э., Варлакова Г.А., Германов А.В., Варлаков А.П., Калмыков С.Н., Петров В.Г. Стадия реагентной обработки в технологии очистки радиоактивно загрязненного грунта АО «АЭХК» от урана // Вопросы радиационной безопасности. 2020. №1(97). С.14-20.

Иммобилизация жидких тритийсодержащих отходов

Муратов О.Э., к.т.н.

Общественный совет Госкорпорации «Росатом»

e-mail: oleg@twell.ru

Аннотация. *В настоящее время отсутствуют эффективные технологии иммобилизации и утилизации тритийсодержащих ЖРО, а предлагаемые технические решения обладают либо сложным аппаратным исполнением, либо низкой степенью наполнения компаундов отходами при их отверждении. Рассматривается достаточно простой способ иммобилизации тритийсодержащих ЖРО, заключающийся в их включении в устойчивые кристаллические матрицы путем замещения кристаллизационной воды кристаллогидратов тритиевой водой.*

Ключевые слова: тритиевая вода, кристаллогидраты, кристаллизационная вода, отверждение, кристаллические матрицы.

Immobilization of liquid tritium-containing waste

O.E. Muratov

Public Council of State Corporation Rosatom

e-mail: oleg@twell.ru

Abstract. *There are no effective technologies for immobilization and utilization of tritium-containing LW. The proposed technical solutions have either a complex hardware design, or a low degree of filling of compounds with waste during their curing. A fairly simple method of immobilization of tritium-containing LW is considered, which consists in their inclusion in stable crystal matrices by replacing the crystallization water of the tritium-containing crystal hydrates with tritium water.*

Keywords: tritium water, crystal hydrates, crystallization water, curing, crystal matrices.

Проблема трития в качестве отдельного направления обращения с РАО обусловлена его специфическими особенностями. В составе любых водородсодержащих веществ, главным образом, воды, поступая из окружающей среды, тритий оказывает повреждающее и мутагенное воздействие на организм человека. Вследствие своей генетической значимости, тритий отнесен к основным дозообразующим радионуклидам, и тритийсодержащие отходы вынесены в отдельную группу, причем граничные значения удельной активности для них на 4 порядка выше, чем для прочих β -активных радионуклидов [1].

Принципиальным отличием тритийсодержащих отходов от всех других видов ЖРО является то, что их радиоактивная составляющая находится не в виде истинно-растворенных, коллоидных или дисперсных примесей в воде, а является растворителем – тритиевой водой. Это является концептуальным отличием для разработки способов иммобилизации тритийсодержащих отходов от способов иммобилизации и утилизации других видов ЖРО.

В настоящее время отсутствуют эффективные технологии иммобилизации и утилизации тритийсодержащих, главным образом, жидких отходов. Практически все предлагаемые технические решения по иммобилизации жидких тритийсодержащих, отходов обладают либо сложным аппаратурным исполнением и высокими энергозатратами, либо низкой степенью наполнения компаундов отходами при их отверждении.

Разработка эффективной технологии иммобилизации жидких тритийсодержащих отходов актуальна для радиохимических предприятий по переработке ОЯТ, где в процессе вскрытия и растворения топлива выделяющийся тритий попадает в растворы и распространяется по жидким потокам, попадая в форме НТО в водную и органическую фазу и для стран, эксплуатирующих тяжеловодные реакторы [2]. Особенно остро проблема стоит в Японии, где в результате мероприятий по минимизации последствий аварии на АЭС «Фукусима» накоплено 1,3 млн м³ очищенной от реакторных радионуклидов тритиевой воды.

Учитывая достаточно малый период полураспада трития (12,3 г.) и малую энергию распада (18,6 кэВ), отсутствует необходимость захоронения тритийсодержащих отходов. В рамках существующих концепций обращения с тритийсодержащими отходами рекомендуется их долговременное хранение, причем наиболее предпочтительным считается хранение в твердом виде [3]. Для отверждения жидких тритийсодержащих отходов могут использоваться водородсодержащие соединения, такие как гидраты, гидроксиды, гидриды, органические твердые вещества и абсорбенты. Для длительного хранения иммобилизованные таким образом тритийсодержащие отходы должны быть помещены в металлические бочки, металлические или бетонные контейнеры. Конкретные требования к герметизации отходов будут варьироваться в зависимости от их активности и места их хранения.

Достаточно простой и безопасный способ иммобилизации жидких тритийсодержащих отходов заключается в их включении в устойчивые кристаллические матрицы путем замещения кристаллизационной воды твердых кристаллогидратов тритиевой водой [4]. Способ может осуществляться непосредственно на месте образования отходов.

На первой стадии производится дегидратация кристаллогидрата соли металла с целью удаления кристаллизационной воды. При удалении воды кристаллогидраты превращаются в безводные соли.

Полная дегидратация кристаллогидратов может проводиться двумя способами:

- 1. Нагреванием до определенной температуры, при которой происходит отщепление молекул воды;*
- 2. Воздействием СВЧ-облучения.*

На следующей стадии после полной дегидратации кристаллогидратов обезвоженная соль измельчается и растворяется в жидких тритийсодержащих отходах. При растворении ее молекулы или ионы связываются с молекулами растворителя – тритиевой водой. В кристаллической решетке кристаллогидратов катионы вещества образуют более прочные связи с молекулами воды, чем с анионами безводной соли, а при низких температурах вода в кристаллогидратах связана и с катионом, и с анионом соли. В результате тритиевая вода включается в кристаллическую решетку, изменяя его структуру и образуя устойчивое соединение.

Схема реализации способа приведена на рис. 1.

Критериями оценки качества иммобилизации жидких тритийсодержащих отходов являются надежность закрепления молекул тритиевой воды в матрице и ее количество в создаваемом компаунде. Чем выше энергия химической связи между молекулами содержащей тритий воды и соли, тем эффективнее иммобилизация тритийсодержащих отходов и, соответственно, выше радиоэкологическая безопасность при их длительном хранении. Важным критерием эффективности иммобилизации тритийсодержащих отходов является также максимально возможное включение тритиевой воды в создаваемый компаунд.

Замещение кристаллизационной воды в кристаллогидратах тритиевой водой обеспечивает образование кристаллических структур, в которых содержащая тритий вода надежно закреплена в кристаллах, что показывают высокие температуры полной дегидратации кристаллогидратов.

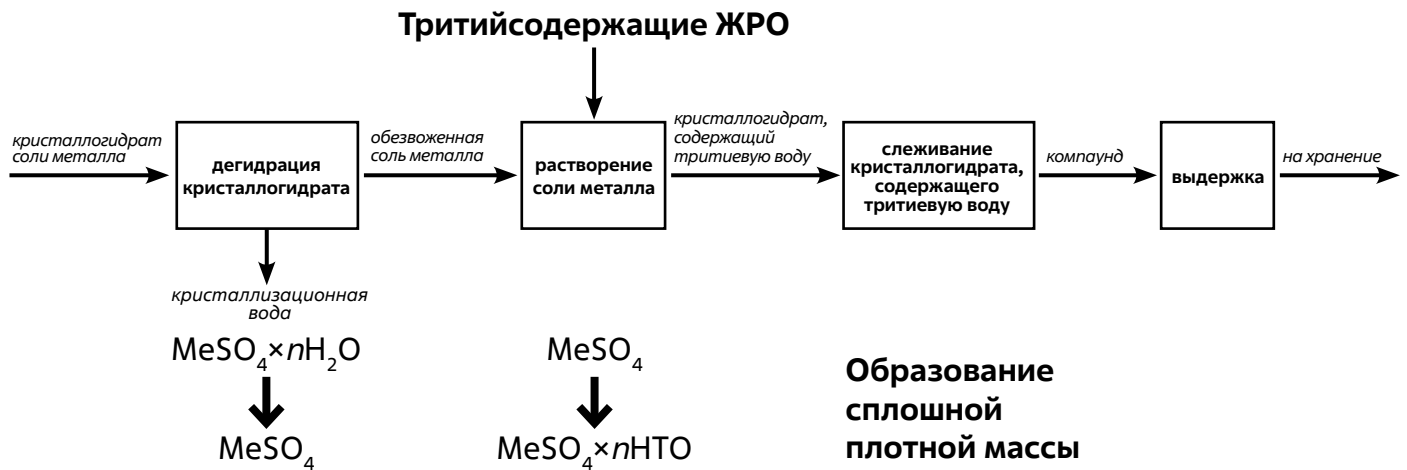


Рис. 1. Схема включения иммобилизации тритийсодержащих отходов

Например, для $\text{FeSO}_4 \times 7\text{H}_2\text{O}$ эта температура составляет 250°C , для $\text{CuSO}_4 \times 5\text{H}_2\text{O}$ – 220 , для $\text{ZnSO}_4 \times 7\text{H}_2\text{O}$ – 238 , для $\text{Na}_3\text{PO}_4 \times 12\text{H}_2\text{O}$ – 400 , а для $\text{Mn}_3(\text{PO}_4)_2 \times 7\text{H}_2\text{O}$ – 700°C . Кроме того, добавление незначительного количества воды (в том числе и тритиевой) к уже набравшему максимальное количество воды кристаллогидрату приводит к его слеживанию и превращению из порошка в камень.

Для определения возможного количества содержащей тритий воды, включаемой в компаунд, ниже приведены данные по некоторым кристаллогидратам солей. Общая молярная масса $\text{FeSO}_4 \times 7\text{H}_2\text{O}$ составляет $278,02$ г/моль при молярной массе обезвоженного FeSO_4 – $151,91$ г/моль. Для $\text{CuSO}_4 \times 5\text{H}_2\text{O}$ – $249,69$ и $159,61$ и для $\text{ZnSO}_4 \times 7\text{H}_2\text{O}$ – $287,56$ г/моль и $161,45$ г/моль. Соответственно, доля воды в указанных кристаллогидратах составляет 45% , 36% и 44% . Таким образом, обеспечивается высокое содержание ($\sim 40\%$) тритийсодержащих отходов в образующемся компаунде.

С целью определения возможности применения данного способа для иммобилизации тритийсодержащих отходов проводились лабораторные эксперименты с использованием кристаллогидратов $\text{FeSO}_4 \times 7\text{H}_2\text{O}$, $\text{CuSO}_4 \times 5\text{H}_2\text{O}$ и $\text{ZnSO}_4 \times 7\text{H}_2\text{O}$. Эксперименты заключались в последовательном осуществлении способа: обезвоживание кристаллогидратов, удаление кристаллизационной воды и последующее добавление имитатора тритиевой воды, которым служила техническая вода, учитывая, что по химическим свойствам она не отличается от тритиевой. После отверждения образовавшегося компаунда определялась его прочность на сжатие (рис. 2).

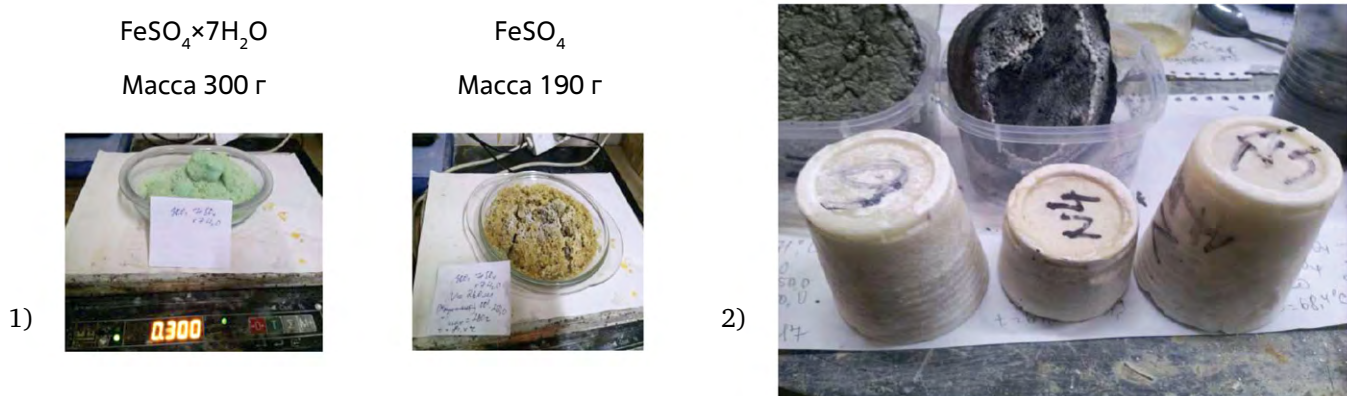


Рис. 2. Модельные эксперименты по иммобилизации тритиевой воды
1 – обезвоживание кристаллогидрата; 2 – отвержденные образцы

Обезвоживание кристаллогидратов осуществлялось нагреванием. После обезвоживания определялось изменение их массы. К сухому порошку добавлялось определенное количество воды. Через сутки во всех образывался твердый камень, прочность на сжатие которого через семь суток для каждой соли составила, соответственно, $5,2$ МПа, $4,1$ МПа и $9,1$ МПа.



Перспективность предлагаемого способа иммобилизации жидких тритийсодержащих отходов не требует высоких энергозатрат, применения дорогостоящих реагентов и использования высокотехнологичного оборудования. Простота и технологичность предлагаемого способа позволит использовать его для создания мобильных комплексов по переработке жидких тритийсодержащих отходов на месте их образования.

Список литературы

1. СП 2.6.1.2612–10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010): Санитарные правила и нормативы. М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора. 2010.- 83 с.
2. Егоров, Ю. А. Оценка радиационной опасности трития, нарабатываемого на АЭС // Экология промышленного производства, 2003, №2, с. 27-32.
3. Management of Waste Containing Tritium and Carbon-14 / TECHNICAL REPORTS SERIES No. 421: IAEA, VIENNA, 2004, 109 p.
4. Патент РФ №2592078.

Трехмерное моделирование геомиграции радионуклидов в районе расположения промплощадки ФГУП «РАДОН» для оценки долговременной безопасности пунктов хранения РАО

Неуважаев Г.Д., Григорьев Ф.В., Аракелян А.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук

e-mail: neyvazhaev@ibrae.ac.ru, grig-fedor@ibrae.ac.ru, arakelyan@ibrae.ac.ru

Аннотация. Разработаны модели ближней зоны для основных групп хранилищ на площадке ФГУП «РАДОН». Описана 3d геолого-гидрогеологическая модель в районе размещения ПХРО. Приведены результаты прогнозных расчетов миграции загрязнения в подземных водах. Даны оценки долговременного воздействия на население и окружающую среду.

Ключевые слова: ближняя зона, дальняя зона, радиоактивные отходы, долговременная безопасность, гидрогеологическое моделирование, ФГУП «РАДОН».

3D Modeling of radionuclides migration at RADON FSUE site for safety assessment of near surface storage facilities

G.D. Neuvazhaev, F.V. Grigorev, A.A. Arakelyan

Nuclear Safety Institute of the Russia Academy of Science

e-mail: neyvazhaev@ibrae.ac.ru, grig-fedor@ibrae.ac.ru, arakelyan@ibrae.ac.ru

Abstract. The results of the radionuclide transport modelling are given in the article. Near field models for main RADON FSUE site's storage facilities groups are developed. The 3d hydrogeological model at the near surface storage facility location is presented. Results of pollution transport in groundwater forecast are shown. Estimates of the long-term impact on the population and the environment are given

Keywords: near field, far field, radioactive waste, long-term safety, hydrogeological modelling, RADON FSUE.



В работе приводится комплексный подход, по оценке безопасности приповерхностных хранилищ. Результатом любой оценки безопасности системы долговременной изоляции радиоактивных отходов, остаются оценки возможного воздействия конкретной системы в конкретном месте в конкретных условиях, и не могут быть применены на другие объекты или использоваться для решения других задач. Важно отметить, что адекватность результатов прогнозной оценки безопасности уменьшается по мере увеличения временного периода, на которой выполняется оценка.

Модели ближней зоны хранилищ РАО

Объекты хранения РАО ФГУП «Радон» очень разнородны по своим свойствам: составу РАО, конструкции инженерных барьеров безопасности. Поэтому для расчета выхода радионуклидов из ближней зоны потребовалось создать несколько моделей для различных групп объектов. В таблице 1 приведена сводная информация по объектам и соответствующим им моделям.

Таблица 1.

Барьеры, учтенные в модели ближней зоны для различных объектов на площадке ФГУП «РАДОН»

Объект	Барьеры, учтенные в модели
ХТО №№ 1-29,36	Монолитная матрица отходов (бетонные стенки хранилищ консервативно не учитывались ввиду их сильной деградации согласно данным обследований)
ХТО №№ 30-34	Монолитная матрица отходов, буферный материал засыпки (бентонит), бетонный барьер
Здание 69 (хранилище ИИИ)	Свинцовая матрица и бетонный монолит
Здание 69 (хранилище Р)	Железобетонные барьеры
Здание 69 (хранилище ХА-1)	Железобетонные барьеры
Здание 103	Монолитная матрица отходов, контейнеры, железобетонные барьеры, буферный материал (бентонито-цемент)
Хранилище СБД	Монолитная матрица отходов, стальная обсадная колонна, бентонито-цементный камень

Поток воды через хранилища задавался в рамках двух вариантов эволюции площадки. В первом варианте предполагалось наличие над хранилищами покрывающего экрана, уменьшающего инфильтрацию осадков и предотвращающего вынос радионуклидов с поверхностными водами. Во втором варианте расчета предполагалось, что хранилища остаются, как есть (наиболее пессимистичный вариант). В таблице 2 приведены сведения по обоим вариантам расчета относительно потока воды, проходящего через хранилища, учтенного в модели ближней зоны.

Таблица 2.

Варианты учета потока воды через хранилища в зависимости от наличия покрывающего экрана

Период	Поток воды через хранилища	
	Вариант 1	Вариант 2
Административный контроль (активный) первые 100 лет	Через экран вода не проходит, но для заглубленных хранилищ происходит подтопление грунтовыми водами (данные о потоке получены с учетом результатов ОМСН)	Повышенная инфильтрация и подтопление грунтовыми водами заглубленных хранилищ (данные о потоке через хранилища получены из результатов ОМСН)
Административный контроль (пассивный) 100-300 лет	Вода проходит через экран с интенсивностью, определяемой проницаемостью глиняного слоя экрана	Вода проходит через заглубленные хранилища аналогично окружающим сутлинкам
Период по истечении 300 лет	Вода проходит через хранилища аналогично окружающим сутлинкам	

Выщелачивание радионуклидов из матрицы РАО согласно РБ-117-16 описывалось уравнением кинетики первого порядка [1]. Так как в ближней зоне ХТО №№1-29, 36 другие барьеры не учитывались, для данных объектов решение (зависимость интенсивности выхода радионуклидов от времени) было получено аналитически. Модели выхода радионуклидов из ближней зоны ХТО №№30-34, СБД, Сооружения 103 и хранилищ Здания 69 были построены в расчетном коде GeRa [2]. Данные модели являются квазиодномерными, учитывают переменный во времени фильтрационный поток (задается граничным условием в соответствии с периодом сценария). Инженерные барьеры безопасности моделируется ячейками расчетной сетки. Отметим, что для модели дальней зоны входными данными из модели ближней зоны служит концентрация радионуклида в инфильтрационном потоке.

Модель дальней зоны

Первым этапом при создании модели дальней зоны были определены границы модели. При определении внешних границ фильтрационной модели учитывались локальные и региональные дренажи, важные с точки зрения понимания области и характера разгрузки подземных вод.

Северная граница модели установлена по р. Дубна, западная по р. Веля, восточная по р. Кунья и южная по р. Чиомянка. Верхней границей модели является дневная поверхность, на которой задается инфильтрационное питание.

Следующим этапом была создана цифровая модель рельефа территории. Геологические слои модели были сформированы по результатам анализа ранее пробуренных скважин на рассматриваемой территории, около 100 штук. Для каждого горизонта определялась абсолютная отметка кровли и подошвы на основе геолого-гидрогеологических разрезов и колонок скважин. Далее по всем полученным данным при помощи ПК GeRa [2] были построены поверхности слоев путем интерполяции.

На рисунке 1 приведена трехмерная геологическая модель. Расчетная область модели имеет размеры: 34x25 км по поверхности, глубина – 300 м. Рассмотрены данные по 150 скважинам, пробуренным в период с 1956 по 2018 гг. Модель, включает 14 геологических слоев. Сетка учитывает особенности геометрии геологической модели. Модель состоит из 550 000 ячеек сетки с шагом 150 метров. При моделировании использовалась треугольно-призматическая расчетная сетка, учитывающая границы расчетной области и особенности геометрии геологической модели. Отметим, что возможна локальная адаптация к отдельным ПХРО.

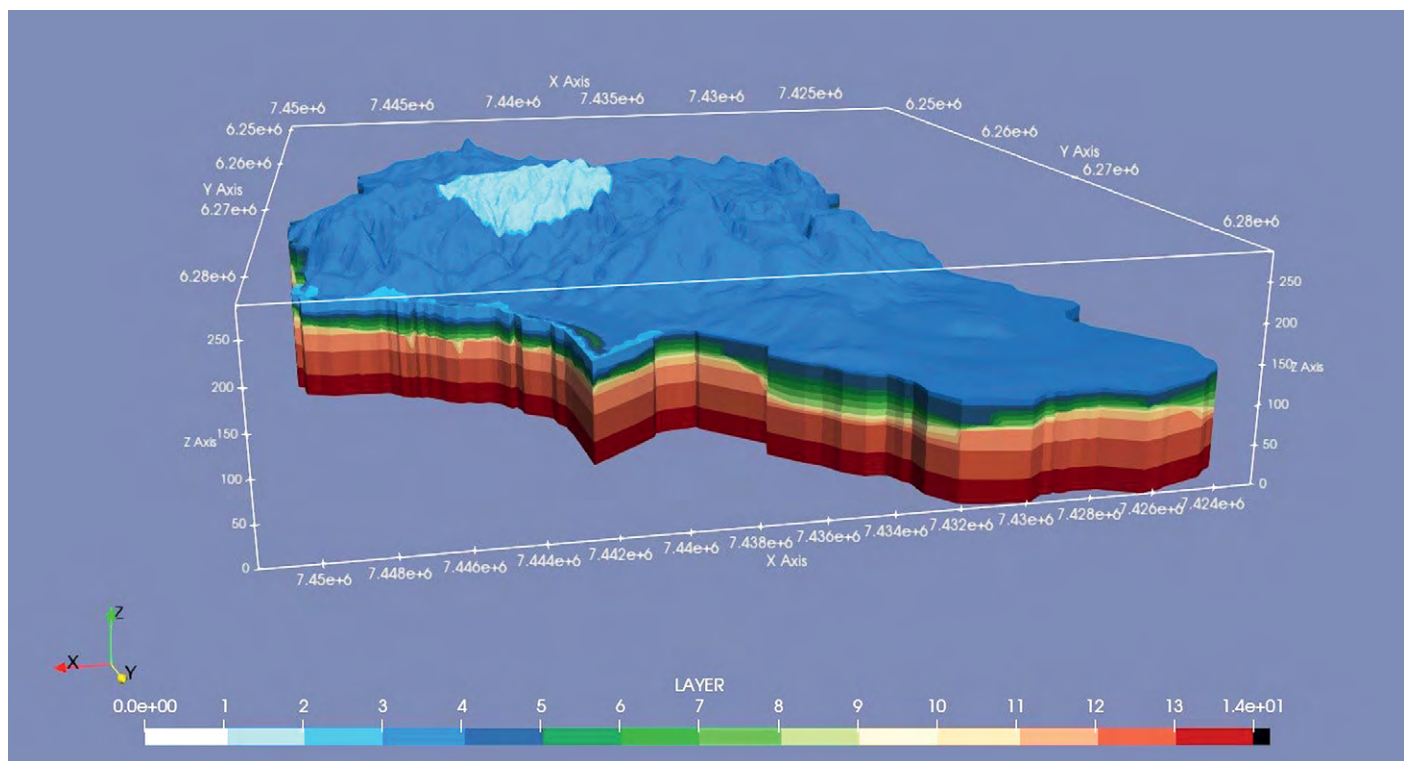


Рис 1. Трехмерная геологическая модель района размещения пунктов долговременного хранения накопленных РАО ФГУП «РАДОН».

Для оценки качества модели использовался визуальный подход по гистограмме частоты встречаемости разницы между фактическими и расчетными данными по скважинам. В результате среднеквадратическая ошибка по уровню подземных вод для четвертичного и мелового горизонтов составила около 5%, что может характеризовать модель, как приемлемую для последующих оценок миграции распространения радионуклидов.

На основе рассчитанных фильтрационных потоков можно делать прогнозы по распространению загрязнителя с учетом цепочек радиоактивного распада, адвекции, диффузии, продольной и поперечной дисперсии, а также сорбции по линейной изотерме. В миграционной модели дальней зоны учтены такие же компоненты и дочерные продукты, образовавшиеся в результате радиоактивного распада, что и в ближней зоне.

Прогнозные расчеты по всем вариантам нормальной эволюции для всех ХТО выполнялись на период потенциальной опасности РАО, соответствующий представлениям о возможности приповерхностного захоронения.

На основе полученных результатов моделирования в дальней зоне были выполнены оценки дозовых нагрузок на население. В сценарии нормальной эволюции ХТО предполагается заселение территории, создание небольших фермерских хозяйств, расположенных на небольших расстояниях от площадки ФГУП «РАДОН». В настоящей работе в качестве таковых приняты существующее СНТ «Сахарово» (ближайший населенный пункт по направлению распространения радионуклидов в водоносном горизонте), расположенное в 2,4 км от площадки ПХРО ФГУП «РАДОН», и точка потенциального водопользования населением на границе СЗЗ ФГУП «РАДОН».

Водоснабжение этих хозяйств осуществляется исключительно за счет неглубоких колодцев (до 10 м), которые наполняются подземными водами первого водоносного горизонта. Водопользование предполагает использование воды для питья и полива сельскохозяйственных культур и пастбищ для выпаса скота, тем самым формируя полную пищевую корзину, состоящую из растительной и животной продукции, для критической группы населения. Оценки дозовых нагрузок на население по всем путям поступления были получены согласно моделям МАГАТЭ по биоаккумуляции и миграции радионуклидов в наземных и водных средах [3].

Заключение

Разработана 3d модель дальней зоны с учетом всех объектов на площадке ФГУП «РАДОН».

На основе полученных результатов расчетов можно сделать следующие выводы: для всех радионуклидов, кроме ЗН, на выбранных временных масштабах моделирования не наблюдается превышение допустимых значений для питьевого водопользования. Превышение по ЗН выше 1 УВ наблюдается в водоносном горизонте сантон-сеноманских отложений.

Список литературы

1. РБ-117-16 Оценка долговременной безопасности пунктов приповерхностного захоронения радиоактивных отходов.
2. Аттестационный паспорт программного средства, «Программа для трехмерного геофильтрационного и геомиграционного моделирования» (GeRa/V1). Регистрационный номер 443 от 17 апреля 2018 года. Ростехнадзор.
3. IAEA – International Atomic Energy Agency. Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments. Technical Reports Series No.472, Vienna, 2010.

Опытнo-промышленное кондиционирование отработавших ионообменных смол

Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Слaстенников Ю.Т., Суменко А.В.

ФГУП «РАДОН»

e-mail: savkin_ae@mail.ru

Аннотация. ФГУП «РАДОН» разработана и изготовлена опытнo-промышленная установка кондиционирования отработавших ионообменных смол (ИОС). В ходе испытаний с использованием установки выполнено обезвоживание и включение в полимерное связующее методом пропитки 7,5 м³ отработавших ИОС с получением упаковок на основе контейнеров типа КМЗ–РАДОН и НЗК–150–1,5П с металлической вставкой. Показано соответствие требованиям НП-019-15 полученного полимерного компаунда на основе ИОС. После лицензирования и сертификации контейнеров установка может быть рекомендована для использования на предприятиях ГК «Росатом» для кондиционирования накопленных отработавших ИОС.

Ключевые слова: отработавшие ионообменные смолы (ИОС), обезвоживание и включение в полимерное связующее, пропитка, контейнер, опытнo-промышленная установка.

Pilot-industrial conditioning of spent ion-exchange resins

E.E. Ostashkina, A.E. Savkin, Yu.T. Slastennikov, A.V. Sumenko

RADON FSUE

e-mail: savkin_ae@mail.ru

Abstract. RADON FSUE has developed and manufactured a pilot-industrial facility for conditioning of spent ion-exchange resins (IER). During the tests with the use of the facility, dewatering and incorporation into a polymer binder of 7.5 m³ of IER by impregnation has been performed to obtain packages based on containers of the KMZ–RADON and NPC–150–1.5 P type with a metal insert. Compliance with the requirements of NP-019-15 of the obtained polymer compound based on IER is shown. After licensing and certification of containers, the facility can be recommended for use at Rosatom enterprises for conditioning of accumulated spent IER.

Keywords: spent ion-exchange resins (IER), dewatering and incorporation into a polymer binder, impregnation, container, pilot facility.

Введение

В ходе переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) на объектах атомной энергетики образуются концентраты (высокосолевые ЖРО) и отработавшие фильтроматериалы, основными из которых являются ионообменные смолы (ИОС). Свободные объемы для их хранения на всех объектах России практически исчерпаны. В результате эксплуатации на АЭС России накоплено порядка 30 тыс. м³ ИОС при общем объеме накопленных ЖРО 90 тыс. м³. Большие количества ИОС накоплены также на предприятиях Атомфлота.

Значительная доля ИОС в общем количестве накопленных ЖРО исключает возможность их совместной переработки. Для переработки ИОС необходимо создавать специализированные установки. Промышленных установок для переработки ИОС в России на данный момент не существует.

В ФГУП «РАДОН» проведены испытания различных методов переработки и кондиционирования радиоактивных отработавших ИОС, используемых в мировой практике [1]. Среди них опробованы деструктивные методы (пиролиз, пероксидное окисление, сверхкритическое водное окисление) и недеструктивные методы (сушка, обезвоживание, включение в матричные материалы). Проведено сравнение различных технологий по следующим критериям: соответствие требованиям нормативных документов, удельная активность ИОС и наличие сертифицированной упаковки, производительность установки.

Оценена стоимость обращения с ИОС по технологиям, соответствующим выбранным критериям оценки. Минимальные стоимости обращения характерны для обезвоживания и включения в полимерное связующее [2, 3]. Поэтому дальнейшие работы были направлены на отработку этой технологии кондиционирования ИОС в опытно-промышленном масштабе.

Экспериментальная часть

В 2019 г. на ФГУП «РАДОН» была разработана и изготовлена опытно-промышленная установка кондиционирования ИОС непосредственно в контейнере для захоронения методом обезвоживания и включения в полимерное связующее.

Разработка направлена на создание мобильной установки по переработке и кондиционированию ИОС на различных объектах атомной энергетики с производительностью до 800 м³/год.

Установку в виде отдельных узлов транспортируют спецтранспортом на объекты Заказчика, монтируют на объекте, подключают к инженерным сетям, кондиционируют ИОС и размещают контейнеры для временного хранения с последующей передачей Национальному оператору.

Опытно-промышленная установка предназначена для кондиционирования ИОС с получением упаковок на основе контейнеров типа КМЗ, которые используют при удельной активности ИОС до 10⁷ Бк/кг, и контейнеров НЗК-150-1,5П с металлической вставкой, которые используют при удельной активности ИОС до 10⁸ Бк/кг.

Конструкция вставки для НЗК-150-1,5П отличается от конструкции контейнера типа КМЗ только габаритными размерами и характеризуется наличием трубного смесителя полимерного связующего и двух сетчатых перегородок в донной и верхней частях, проницаемых для воздуха и воды и непроницаемых для ИОС.

Внешний вид установки, ее основные узлы и системы представлены на рис.1.

Система управления позволяет осуществлять контроль процесса с определением уровней и давлений в аппаратах, визуальный контроль сгущения пульпы и отсутствия протечек на контейнере с помощью телекамер, дистанционное открытие/закрытие запорной арматуры, включение насосов и регулирование их производительности.

Наличие блокировок исключает переполнение аппаратов установки, а также превышение давления в них.

Перед началом испытаний установка была доукомплектована приемной емкостью для ИОС (8), имеющейся на объекте переработки, и монжусом (7), который, как правило, также имеется на объекте переработки ИОС.

Из приемной емкости (8) с помощью монжуса (7) пульпу ИОС направляют в дозатор (1). При заполнении дозатора пульпой ИОС избыток пульпы через верхний трубопровод возвращается в приемную емкость (8). При этом происходит сгущение пульпы за счет разности плотностей воды и ИОС, а также практически полностью удаляется транспортная вода, остается лишь межгрануловая. Контроль заполнения дозатора сгущенной пульпой производят визуально с помощью телекамеры.

Затем из дозатора сгущенную пульпу ИОС с помощью сжатого воздуха направляют в контейнер (2) (контейнер типа КМЗ или контейнер НЗК-150-1,5П с металлической вставкой). Заполнение контейнера производят при периодической работе вибростола (4). Это необходимо для равномерного распределения по сечению контейнера пульпы ИОС.



Рис.1. Общий вид опытно-промышленной установки

1 – дозатор, 2 – контейнер, 3 – монжус, 4 – вибростол, 5 – емкость для эпоксидной смолы, 6 – емкость для отвердителя, 7 – монжус, 8 – приемная емкость для ИОС, 9 – пульт управления

После заполнения контейнера пульпой ИОС, которое определяют по датчику уровня пульпы в контейнере, производят обезвоживание смолы с помощью вакуума, создаваемого в монжусе (3). При этом транспортная и межгрануловая вода проходит через нижнюю перегородку, а ИОС остается на ней в контейнере. Завершение обезвоживания пульпы ИОС определяют по датчику давления монжуса (3). После удаления воды разрежение в монжусе резко падает до нуля.

Затем с помощью насосов – дозаторов подают в контейнер полимерное связующее (эпоксидную смолу и отвердитель) из емкостей (5) и (6) до момента срабатывания наклонного датчика уровня полимерного связующего, расположенного на боковой стенке крышки контейнера. После чего контейнер с обезвоженной и кондиционированной ИОС с помощью виличного погрузчика направляют на выходной контроль.

Воду из монжуса (3) направляют либо в приемную емкость (8), либо в спецканализацию.

К каждой единице оборудования предусмотрен подвод технической воды и дезраствора для проведения дезактивации внутренних поверхностей, а также отвод отработавших растворов в спецканализацию. Все источники выбросов подключены к грязной сдвукке.

Испытания установки проводили на отработавшей ИОС из системы спецводоочистки ФГУП «РАДОН». Удельная активность ИОС составляла 2×10^6 Бк/кг, основные радионуклиды: ^{137}Cs и ^{60}Co .

После завершения пусконаладочных работ с использованием опытно-промышленной установки была проведена переработка ИОС. В ходе переработки $7,5 \text{ м}^3$ ИОС кондиционированы в одном контейнере типа КМЗ и двух контейнерах НЗК-150-1,5П со вставкой. Производительность установки по обезвоживанию составила $1 \text{ м}^3/\text{час}$, а по обезвоживанию и пропитке – $0,5 \text{ м}^3/\text{час}$.

По завершению кондиционирования были отобраны пробы полимерного компаунда из контейнеров для определения регламентируемых параметров в соответствии с НП-019-15 [4].

Расчетное содержание ИОС в полимерном компаунде для трех контейнеров составило от 58 до 65 масс. %.

Содержание свободной жидкости в пробах ИОС из контейнеров составляло менее 1 масс. %. В соответствии с требованиями НП-093-14 [5] этот показатель не должен превышать 3% от массы радиоактивного содержимого упаковки РАО.

Водоустойчивость (скорость выщелачивания) образцов полимерного компаунда по радионуклиду ^{137}Cs на 28 сутки составила $4,21 \times 10^{-5}$ г/см²·сут. Требования НП-019-15 к этому параметру находятся в пределах от 1×10^{-2} до 1×10^{-3} г/см²·сут.

Испытания образцов полимерного компаунда на термическую стойкость показали, что после выдержки при температуре 100°C в течение трех суток их структура не меняется, а скорость выщелачивания на 28 сутки составила $2,21 \times 10^{-5}$ г/см²·сут. Требования НП-019-15 к термической стойкости – отсутствие изменений в структуре и водоустойчивости в результате хранения при температурах от 0°C до 100°C.

Среднее значение прочности на сжатие для пяти образцов составило 22 МПа. Требования НП-019-15 по прочности полимерного компаунда отсутствуют. В сравнении с цементным компаундом, требования к которому по прочности составляют 4,9 МПа, данный показатель для полимерного компаунда существенно превышает нормативные значения.

Для определения радиационной стойкости образцы подвергали гамма-облучению в дозе 10^4 и 10^6 Гр, после чего определяли скорость выщелачивания из них радионуклида ^{137}Cs . Скорость выщелачивания на 28 сутки в обоих случаях составила от 1×10^{-5} до 1×10^{-6} г/см²·сут.

Таким образом, испытания опытно-промышленной установки кондиционирования ИОС непосредственно в контейнере для захоронения на реальных отработавших ИОС ФГУП «РАДОН» показали, что в результате кондиционирования был получен продукт, соответствующий всем требованиям НП-019-15.

После сертификации контейнеров и лицензирования установка может быть рекомендована для использования на предприятиях ГК «Росатом» для кондиционирования накопленных отработавших ИОС.

Список литературы

1. *Application of ion exchange processes for the treatment of radioactive waste and management of spent ion exchangers: Technical reports series no. 408.* —International Atomic Energy Agency. Vienna, 2002.—P. 115.
2. Савкин А.Е., Осташкина Е.Е., Павлова Г.Ю., Карлина О.К. Опытная переработка отработавших ионообменных смол//ВАНТ, серия: Материаловедение и новые материалы – 2016. — №3 (86). – С. 40 – 49.
3. А.Е. Савкин, О.К. Карлина. Разработка технологии кондиционирования отработавших ионообменных смол//«Радиоактивные отходы». Научно-технический журнал, № 1 (2), 2018, с.54 – 61.
4. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности»: НП-019-15 :утв. Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору 25.06.2015.
5. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения»: НП-093-14: утв. Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору 15.12.2014.

Определение форм нахождения радионуклидов для предсказания их миграционного поведения

Романчук А.Ю., Ржевская А.В., Власова И.Э., Калмыков С.Н.

МГУ имени М.В. Ломоносова, г. Москва, Россия

e-mail: Romanchuk.anna@gmail.com

Аннотация. *С помощью разрушающих и неразрушающих методов были исследованы формы нахождения основных радионуклидов в пробах загрязненных объектов. Для облегчения интерпретации экспериментальных данных были также получены результаты последовательного выщелачивания и спектроскопии рентгеновского поглощения для модельных образцов, отражающих потенциально возможные формы радионуклидов в условиях окружающей среды.*

Ключевые слова: формы нахождения, физико-химические формы, актиниды, уран, плутоний

Definition of radionuclides speciation for predicting of their migration behavior

A.Yu. Romanchuk, A.V. Rzhevskaja, I.E. Vlasova, S.N. Kalmykov

Lomonosov Moscow State University, Moscow, Russia

e-mail: Romanchuk.anna@gmail.com

Abstract. *Speciation of main radionuclides in samples of contaminated objects were studied by means of destructive and non-destructive methods. To facilitate the interpretation of experimental data, the results of sequential leaching and x-ray absorption spectroscopy were also obtained for model samples reflecting potentially possible speciation of radionuclides in environmental conditions.*

Keywords: speciation of radionuclides, physical-chemical forms, actinides, uranium, plutonium

Введение

Вывод из эксплуатации и реабилитация загрязненных радионуклидами территорий является одной из основных проблем сегодняшнего дня. На многих промышленных площадках в России сейчас проходят, либо планируются такие работы. При этом невозможно единое решение для различных объектов, так как они существенно отличаются как по истории эксплуатации, так и по условиям.

Для подбора стратегии вывода из эксплуатации или реабилитации необходимо получение информации об особенностях загрязненных территорий: история загрязнений, геохимические условия, определение масштабов загрязнения, установления состава конкретных радионуклидов-загрязнителей и их форм нахождения либо физико-химических форм. Определение последнего крайне важно для подбора адекватных мер реабилитации и для прогноза дальнейшего поведения конкретного радионуклида.

Поведение радионуклидов в радиоактивно загрязненных объектах зависит не только от условий среды, но и от исходных условий образования данного материала, что приводит к заметным отличиям реальных форм актинидов от ожидаемых термодинамических состояний по результатам лабораторных экспериментов. В частности, для понимания миграционного поведения актинидов необходимо учитывать такую специфичную форму актинидов, как «горячие» частицы, образовавшиеся в экстремальных условиях температуры и давления.

Экспериментальная часть

Для определения форм нахождения предполагается использовать комплексный методический подход, включающий комбинацию, прежде всего, неразрушающих, а также и разрушающих методов анализа. Первым шагом исследования реальных радиоактивных образцов является проведение локализации радиоактивных компонентов проб с применением радиографических и гамма-спектрометрических исследований различных фракций грунтов, донных осадков, коллоидного вещества и др. Уже на этой стадии анализа, по характеру микрораспределения альфа-излучателей по результатам альфа-трековой радиографии можно судить о наличии в пробах фракции «горячих» частиц.

Последующее исследование форм актинидов и характеристика фаз, ответственных за их удержание в твердой фазе, проводится комбинацией методов валового анализа с методами с микронным пространственным разрешением. Особую роль в установлении форм актинидов играют аналитические методы, основанные на использовании синхротронного излучения, прежде всего, спектроскопия рентгеновского поглощения в вариантах EXAFS и XANES. В дополнение к спектроскопии рентгеновского поглощения возможно проводить порошковую рентгеновскую дифракцию для установления фазового состава образцов. Помимо этого мощным методом является метод электронной микроскопии с субмикронным разрешением, в том числе растровой электронной микроскопии с рентгено-спектральным микроанализом (РЭМ с РСМА) и просвечивающей электронной микроскопии с высоким разрешением (ПЭМВР).

Эти методы позволяют выявить морфологию, общий элементный состав и структуру отдельных микро- и нано-компонентов проб. В дополнение ко всей совокупности неразрушающих методов анализа используются разрушающие методы, включая, прежде всего, последовательное выщелачивание проб. Этот метод позволяет выявить распределение данного радионуклида по фракциям доступности к выщелачиванию, т.е. выделить мобильных, труднодоступных и прочнофиксированных форм. Процедура последовательного выщелачивания используется для изучения эффективности взаимодействий химических элементов, в том числе радионуклидов, с твердыми компонентами почв, донных отложений и другими объектами. Однако интерпретация результатов данного исследования зачастую затруднена. Поэтому нами были проведены модельные эксперименты. Были проведены эксперименты по последовательному выщелачиванию радионуклидов с использованием различных методик выщелачивания для проб, моделирующих формы радионуклидов в окружающей среде [1-4].

В качестве модельных компонентов использовали радионуклиды, сорбированные на неорганических минералах (глинистые минералы, оксиды железа, кальцит) органические минералы (гуминовые кислоты). В ряде случаев было также промоделировано поведение собственной фазы в форме оксидов, фосфатов и уранатов. Пример полученных результатов приведен на рис.1.

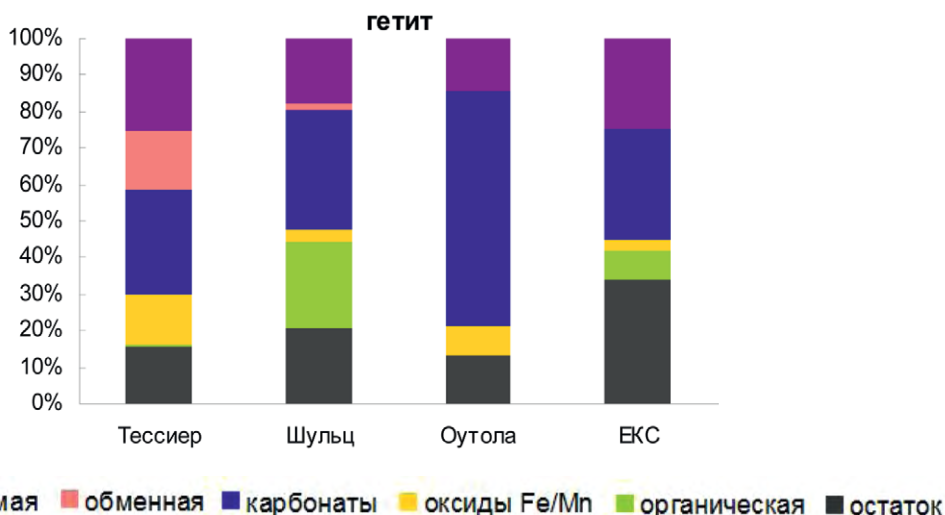


Рис.1. Распределение урана по фракциям в модельном образце U(VI), сорбированного на оксиде железа, определенное по 4 различным методикам последовательного выщелачивания. Выходы фракций, %

Результаты и обсуждение

Результаты последовательного выщелачивания модельных образцов показали, что использование различных методик даёт значимо отличающиеся результаты, что существенно осложняет сравнение литературных данных между собой. Также было установлено, что даже в модельных экспериментах интерпретация результатов последовательного выщелачивания крайне затруднена. Однако, использование модельных образцов позволяет все же получить информацию о формах нахождения из результатов последовательного выщелачивания реальных проб.

В ходе выполнения работы были проанализированы формы радионуклидов Cs, Sr, Pu, Am, U в двух бассейнах хранилища на площадке ФГУП «ГХК». Были использованы как методы последовательного выщелачивания, так и неразрушающие спектральные и микроскопические методы.

Список литературы

1. Tessier A., Campbell P.G.C., Bisson M. Sequential extraction procedure for the separation of particulate trace metals // *Anal. Chem.* 1979. V.51, No.7, P.844-851.
2. Schultz M.K., Burnett W.C., Inn K.G.W. Evaluation of a sequential extraction method for determining actinide fractionation in soils and sediments. // *J. Environ. Radioactivity.* 1998. V.40, No.2, P.155-170.
3. Outola I., Inn K., Ford R., Markham S., Outola P. Optimizing standard sequential extraction protocol with lake and ocean sediments. // *J. Radiat. Nucl. Chem.* 2009. V.282, P.321-327.
4. Quevauviller P., Rauret G., Muntau H., Ure A.M., Rubio R., Lopez-Sanchez J.F., Fiedler H.D., Griepink H.D. Evaluation of a sequential extraction procedure for the determination of extractable trace metal contents in sediments. // *Fresenius J. Anal. Chem.* 1994. V.349, P.808-814.

Совершенствование технологии очистки кубовых остатков Кольской АЭС от радионуклидов с использованием сорбентов «Термоксид»

Савкин А.Е.

ФГУП «РАДОН»

[e-mail: savkin_ae@mail.ru](mailto:savkin_ae@mail.ru)

Аннотация. В лабораторных условиях проведены эксперименты по совершенствованию технологии очистки проблемных кубовых остатков (КО) Кольской АЭС (КАЭС) от радионуклидов с использованием сорбентов «Термоксид». Штатная технология очистки КО КАЭС от радионуклидов с использованием сорбента Термоксид включает озонирование, отделение осадка и селективную сорбцию радионуклидов цезия на сорбенте Т-35. Эксперименты проводили на КО из 2 емкостей 1 очереди КАЭС (ЕКО-4 и ЕКО-6) с удельной активностью по ^{137}Cs до 8×10^7 Бк/кг и по ^{60}Co – до 1×10^5 Бк/кг, эффективность очистки которых по штатной технологии от ^{60}Co была низкой. Для повышения эффективности очистки проблемных КО КАЭС от ^{60}Co предложено после озонирования проводить осаждение хроматов гидразином и последующее доозонирование с коллектором (Co^{+3}). Предлагаемая технология очистки включает озонирование исходного КО при pH 11 – 12 до ХПК < 50 мг $\text{O}_2/\text{дм}^3$, осаждение хроматов гидразином и отделение осадка фильтрацией, дополнительное озонирование с коллектором и отделение осадка фильтрацией. После корректировки pH до 10 КО пропускают последовательно через два фильтра-контейнера, загруженных сорбентом Т-35. Фильтрат, очищенный от радионуклидов, направляют на глубокое упаривание. Образующийся плав, который не является радиоактивным отходом, передают на промпolygon. Коэффициент сокращения объема РАО при такой переработке составляет 80 – 100.

Ключевые слова: кубовые остатки (КО), КАЭС, селективная сорбция, озонирование, хроматы, фильтрация.

Improving of cleaning technology for Kola NPP evaporator concentrate from radionuclides using «Thermoxide» sorbents

A.E. Savkin

RADON FSUE

[e-mail: savkin_ae@mail.ru](mailto:savkin_ae@mail.ru)

Abstract. In laboratory conditions, experiments were conducted to improve the technology of cleaning the problematic evaporator concentrate (EC) of the Kola NPP (KNPP) from radionuclides using Thermoxide sorbents. The standard technology for purification of KAES from radionuclides using Thermoxide sorbent includes ozonation, sediment separation and selective sorption of caesium radionuclides on T-35 sorbent. Experiments were carried out on the EC from 2 tanks of the 1st stage of the KAES (EKO-4 and EKO-6) with specific activity on ^{137}Cs up to 8×10^7 Bq/kg and ^{60}Co – up to 1×10^5 Bq/kg, the cleaning efficiency of which according to standard technology from ^{60}Co was low. To improve the efficiency of purification of the problematic EC from ^{60}Co , it is proposed to conduct precipitation of chromates with hydrazine after ozonation and subsequent additional ozonation with a collector (Co^{+3}). Advanced purification technology includes ozonation of the initial CO at pH 11-12 to COD < 50 mg O_2/dm^3 , precipitation of chromates with hydrazine and separation of the sediment by filtration, additional ozonation with a collector and separation of the sediment by filtration. After adjusting the pH to 10, EC is passed sequentially through two filter containers loaded with T-35 sorbent. The filtrate, purified from radionuclides, is directed to deep evaporation. The resulting solid product, which is not radioactive waste, is transferred to frompolygon. The RW volume reduction factor for such processing is 80-100.

Keywords: concentrate (EC), KNPP, selective sorption, ozonation, chromates, filtration.

Введение

Переработку КО АЭС с использованием сорбентов в качестве альтернативы цементированию, битумированию, глубокому упариванию начали использовать промышленно в середине 90-х годов 20 века в Финляндии на АЭС Ловиза. КО после корректировки pH пропускали через колонку с ферроцианидным сорбентом. При этом происходила практически полная очистка от радионуклидов цезия. Фильтрат с содержанием до 400 г/л вместе с такими радионуклидами как ^{60}Co , ^{54}Mn сбрасывали в Финский залив. При этом, несмотря на высокий коэффициент сокращения радиоактивных отходов, окружающей среде наносился серьезный ущерб из-за сброса части радионуклидов и вредных химических веществ.

В России рядом организаций был разработан метод, позволяющий исключить указанные недостатки селективной очистки КО от радионуклидов, и применен промышленно на Кольской АЭС [1, 2]. КО перед селективной сорбцией на ферроцианидных сорбентах подвергают предварительной обработке, которая включает две стадии: озонирование и отделение образующегося при этом осадка. Целью предварительной обработки является:

- разрушение органических комплексов, связывающих радионуклиды кобальта, марганца и др.;
- разрушение органических веществ, отравляющих селективные сорбенты;
- отделение образующегося осадка, на котором концентрируется основная доля (>99%) радионуклидов кобальта, марганца и др.

После предварительной обработки раствор, очищенный от радионуклидов, направляют на глубокое упаривание. Образующийся плав, который не является радиоактивным отходом, временно хранят для последующей отправки на промполлигон или утилизации с получением борной кислоты.

Вторичными РАО являются:

- Отработавший сорбент в фильтрах – контейнерах;
- Цементный компаунд на основе осадка от озонирования, размещенный в контейнере для захоронения.

Однако, как выяснилось, при переработке КО из некоторых емкостей 1 очереди Кольской АЭС очистка от ^{60}Co описанным выше методом была низкой. Образующийся в результате переработки плав попадал в категорию очень низкоактивных радиоактивных отходов (ОНРАО) [3], что резко снижало эффективность применяемой технологии. Поэтому целью данной работы является повышение эффективности очистки проблемных КО Кольской АЭС от ^{60}Co .

Экспериментальная часть

Эксперименты в лабораторных условиях проводили на КО из 2 емкостей 1 очереди КАЭС (ЕКО-4 и ЕКО-6). Солеосодержание КО составляет от 260 до 380 г/дм³, ХПК – до 4,2 г O₂/дм³, а pH – 9,1 – 9,6. В основном это растворенные соли бората и нитрата натрия. Удельная активность КО составляла по ^{137}Cs до $1,5 \times 10^7$ Бк/кг и по ^{60}Co – до 1×10^5 Бк/кг.

Озонирование осуществляли с помощью генератора озона при pH 11-12 и температуре ~ 60 °С в мерном цилиндре, помещенном в термостат, в периодическом режиме. Контроль параметров процесса (pH, оптическая плотность фильтрата при длине волны 400 нм) проводили каждые 1÷2 часа. Продолжали озонирование до достижения постоянной во времени оптической плотности в фильтрате отбираемой пробы. После завершения озонирования проводили отделение образовавшегося при озонировании осадка на фильтре «синяя» лента при pH ~ 11-12. После этого, для повышения точности определения ^{60}Co в фильтрате, корректировали его pH до 10 и вводили тонкоизмельченный Термоксид-35 (1 г) для отделения основной доли $^{137,134}\text{Cs}$. После перемешивания в течение 1 часа сорбент отделяли на фильтре «синяя» лента. Фильтрат направляли на гамма-спектрометрию. В фильтрате для определения полноты окисления также определяли ХПК.

Удельная активность фильтратов КО из ЕКО-4 и ЕКО-6 после озонирования составила, Бк/кг: Cs¹³⁷ до $8,9 \times 10^3$; Co⁶⁰ до $5,0 \times 10^3$. Т.е. удельная активность фильтратов КО из ЕКО-4 и ЕКО-6 значительно превышает требуемое значение по ^{60}Co (410 Бк/кг). Как было установлено в ходе работ по [4], при концентрации хроматов более 100 мг/л в КО КАЭС эффективность очистки от ^{60}Co резко снижается. Как показал химический анализ, концентрация хроматов в ЕКО-4 и ЕКО-6 составляла ~260 мг/л. Хроматы присутствуют в КО КАЭС в виде хромат иона Cr⁺⁶. Этим обусловлена желтая окраска фильтрата и высокая оптическая плотность фильтрата после озонирования.

Для повышения эффективности очистки КО от ^{60}Co была опробованы дополнительные технологические операции – выделение хроматов с последующим доозонированием фильтрата с коллектором (Co^{+3}) в течение 1 часа. Для выделения хроматов использовали два метода:

- Осаждение в виде хромата свинца при добавлении нитрата свинца (режим 1);
- Осаждение в виде гидроксида хрома (III) при добавлении в качестве восстановителя гидразин – гидрата (режимы 2-10), при этом Cr^{+6} восстанавливается до Cr^{+3} и происходит образование осадка гидроксида хрома (III).

Результаты озонирования с отделением хроматов из КО КАЭС и доозонированием представлены в табл. 1. Режимы 2-10 отличаются последовательностью проведения операций и значениями pH, при которых проводили технологические операции и дополнительное озонирование с коллектором.

Таблица 1.

Результаты обработки КО КАЭС

№	Тип ЕКО	№ режима	Удельная активность фильтрата по ^{60}Co , Бк/кг
1	ЕКО-4	1	220
2	ЕКО-6	1	33
3	ЕКО-4	2	130
4	ЕКО-6	2	<1,3
5	ЕКО-6	3	$3,4 \times 10^3$
6	ЕКО-6	4	$2,0 \times 10^3$
7	ЕКО-6	5	$2,5 \times 10^3$
8	ЕКО-6	6	700
9	ЕКО-6	6	$2,1 \times 10^3$
10	ЕКО-6	7	$1,2 \times 10^3$
11	ЕКО-6	8	700
12	ЕКО-6	9	620
13	ЕКО-6	10	270

Как видно, использование некоторых режимов позволяет очистить КО КАЭС от ^{60}Co до значений, ниже требуемых. Сравнивая между собой осаждение хроматов нитратом свинца и восстановлением гидразином, следует отметить следующее – при добавлении нитрата свинца кроме хроматов в осадок переходят и сульфаты, присутствующие в КО КАЭС. Это приводит к большому расходу нитрата свинца и, соответственно, к увеличению объема осадка (10-20 об. % от исходного), что значительно сокращает коэффициент сокращения объема РАО при переработке. При восстановлении гидразином в осадок переходят только хроматы. Объем осадка не превышает 0,3 об. %.

Результаты радионуклидного анализа с использованием бета- и – ЖС-спектрометрии пробы КО из ЕКО-4, полученной после обработки в режиме 2, представлены в табл. 2. Как видно, удельная активность по отдельным нуклидам значительно меньше значений границ отнесения к радиоактивным отходам (ПЗУА) за исключением цезия, который будет очищен на стадии сорбции.

Таблица 2.

Результаты радионуклидного анализа КО ЕКО-4 после обработки

Удельная активность, Бк/кг							
^{137}Cs	^{60}Co	^{99}Tc	^{90}Sr	^{63}Ni	^{40}K	^{14}C	^3H
$5,2 \times 10^3$	98	< 64	< 41	$4,4 \times 10^2$	$3,8 \times 10^2$	$2,8 \times 10^3$	$8,9 \times 10^3$

Изучение стадии сорбции проводили на окисленном КО из ЕКО-4. КО с помощью насоса прокачивали через колонки с Термоксидом-35 со скоростью 3,0 колоночных объема/час при общей высоте колонок 1,2 м, что соответствует высоте двух фильтров – контейнеров, используемых на КАЭС. После пропускания 217 колоночных объемов удельная активность фильтрата по ^{137}Cs составила < 3 Бк/кг.

Опираясь на полученные результаты, предлагаем использовать следующую последовательность технологических операций при очистке проблемных КО КАЭС от радионуклидов:

- 1 – озонирование исходного КО при pH 11 – 12 до ХПК < 50 мг O₂/дм³;
- 2 – осаждение хроматов гидразином;
- 3 – отделение осадка фильтрацией;
- 4 – дополнительное озонирование с коллектором;
- 5 – отделение осадка фильтрацией;
- 6 – сорбция на ферроцианидном сорбенте;
- 7 – глубокое упаривание фильтрата после сорбции.

Образующийся плав не будет относиться к радиоактивным отходам.

Для реализации этой технологии на КАЭС в составе промышленной установки имеется две группы фильтров. На одной группе фильтров возможно отделение осадка после озонирования и осаждения хроматов, на второй – отделение осадка после дополнительного озонирования с коллектором.

Использование данной технологии позволит значительно сократить затраты на захоронение. Коэффициент сокращения объема РАО при такой переработке составляет 80 – 100.

Список литературы

2. А.Е. Савкин. Разработка и испытания технологии переработки жидких радиоактивных отходов АЭС. *Радиохимия*, 2011, т. 53, № 5, с. 470 – 473.
3. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 N 1069 (ред. от 04.02.2015) «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».
4. Отчет по договору №И 07-04/2012: «Проведение лабораторных и опытных работ по очистке проблемных ЖРО Кольской АЭС». МосНПО «РАДОН», 2012.

Сорбционные и миграционные свойства глинистых минералов по отношению к различным радионуклидам

Семенкова А.С., Лехов В.А., Крупская В.В., Романчук А.Ю., Калмыков С.Н.

МГУ имени М.В. Ломоносова, г. Москва, Россия

e-mail: Romanchuk.anna@gmail.com

Аннотация. Исследованы сорбционные и противомиграционные свойства различных глин (бentonитовых и на основе каолинита) по отношению к Cs(I), Eu(III)/Am(III), Np(V), HTO, Cl в широком диапазоне экспериментальных условий (pH ионная сила, общая концентрация радионуклидов).

Ключевые слова: сорбция, диффузия, миграция, бentonитовые глины, противofiltrационные барьеры, радионуклиды.

Sorption and migration properties of clay minerals in relation to various radionuclides

A.S. Semenkova, V.A. Lekhov, V.V. Krupskaya, A.Yu. Romanchuk, S.N. Kalmykov

Lomonosov Moscow State University, Moscow, Russia

e-mail: Romanchuk.anna@gmail.com

Abstract. Sorption and anti-migration properties of various clays (bentonite and kaolinite-based) with respect to Cs(I), Eu(III)/Am(III), Np(V), tritium water, Cl in a wide range of experimental conditions (pH ionic strength, total concentration of radionuclides) were studied.

Keywords: sorption, diffusion, migration, bentonite clays, anti-filtration barriers, radionuclides.

Введение

Актуальной проблемой ядерной энергетики является изоляция от биосферы радиоактивных отходов (РАО) различного состава. В соответствии с требованиями радиационной безопасности и международными нормами обращения с РАО, при их геологической изоляции требуется создание мультибарьерной системы безопасности. Одним из наиболее перспективных компонентов инженерных барьеров считаются бентонитовые глины (бентониты) [1]. Благодаря высоким сорбционным свойствам, низким величинам фильтрационных и миграционных параметров, характерных для бентонитов, их использование в составе барьера может предотвратить поступление радионуклидов в подземные воды и биосферу. Для эффективной изоляции разнообразных по химическому и радионуклидному составам отходов необходимо установить механизмы взаимодействия наиболее опасных компонентов отходов по отношению ко всем материалам барьера.

Минеральный состав глин из различных месторождений существенно варьируется, что может существенно влиять на сорбционные и миграционные характеристики. Поэтому в рамках данной работы исследованы сорбционные и миграционные свойства образцов из различных промышленно разработанных месторождений, а также индивидуальных компонентов. В качестве объектов исследования используются радионуклиды с различными характеристиками: долгоживущие, высокотоксичные актиниды (Np, Am), относительно долгоживущий и биодоступный продукт деления (Cs-137), высокомолекулярный тритий в виде НТО, а также присутствующий в анионной форме (Cl-36).

Экспериментальная часть

При проведении исследования для определения влияния структурных особенностей глинистых минералов (типы структуры 2:1 и 1:1), площади поверхности и присутствия примесных минералов (оксиды железа, кальцит, кварц) на сорбцию радионуклидов были использованы различные образцы глин. Для характеристики образцов применены различные методы, в том числе, рентгенофазовый и рентгенофлуоресцентный анализы, Мессбауэровская спектроскопия. Площадь удельной поверхности была определена по адсорбции N_2 . Закономерности сорбции различных радионуклидов (Cs(I), Eu(III)/Am(III), Np(V)) изучены в широком экспериментальном диапазоне: различные значения pH, концентрации радионуклида и ионной силы. Термодинамическое моделирование сорбционных данных проводили с использованием программного обеспечения PHREEQC.

Изучение механизма диффузионного массопереноса и контролирующих его параметров осуществлялось в лабораторных одномерных экспериментах на компактированных образцах невысокой плотности скелета ($1,4 \text{ г/см}^3$) в авторских диффузионных ячейках. Использовалась схема сквозной диффузии TD [2] с постоянными граничными условиями в течении всего эксперимента, задаваемых на торцах исследуемых образцов. Данная постановка опыта позволяет независимо определять коэффициенты диффузии радионуклидов, величины доступной пористости и параметры сорбции, выражающиеся в коэффициенте распределения. Эксперименты осуществлялись на модельных растворах, представленных тритием (НТО) и хлором (Cl-36). Окончание диффузионного эксперимента осуществляется по стабилизации массового расхода, проходящего через образец, который выделяется по диагностическому графику кумулятивной массы. Расчет коэффициента диффузии осуществлялся по угловому коэффициенту линейной регрессионной модели, описывающей участок стационарной диффузии, а определение доступной пористости – по значению свободного члена.

Результаты и обсуждение

Глинистые минералы имеют высокую сорбционную ёмкость по отношению к катионам цезия. Было установлено, что сорбция Cs(I) слабо зависит от значения pH, однако сильно снижается с ростом ионной силы раствора. Это подтверждает, что взаимодействие Cs(I) происходит по механизму ионного обмена. При использовании глин без преобработки было установлено, что вымывание катионов при взаимодействии с водным раствором может существенно сказаться на величинах сорбции [3]. Снижение сорбции Cs(I) в случае образца Катч вызвано конкуренцией цезия с высвобождающимися в раствор катионами Ca^{2+} и Mg^{2+} (для исходного образца Катч) и Al^{3+} (в случае очищенного Катч) (рис.1).

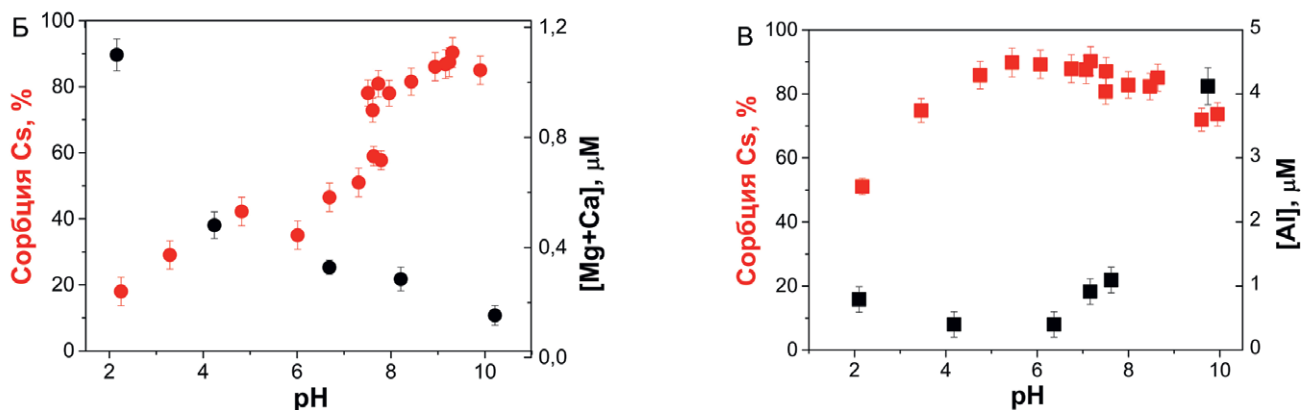


Рис.1а. сопоставление сорбции и суммы концентраций катионов (Ca^{2+} и Mg^{2+}), вымываемых из исходного образца Катч, б – сопоставление сорбции и концентрацией катионов Al^{3+} , вымываемого из очищенного образца Катч ($[Cs(I)] = 10^{-9}$ М, $[глины] = 1$ г/л, $I = 0,01$ М $NaClO_4$).

Увеличение концентрации цезия закономерно приводит к снижению сорбции на глинистом минерале (рис. 2). Наблюдаемый эффект связан с постепенным насыщением сорбционных центров при увеличении концентрации радионуклида. Более значительное снижение сорбции на каолините при повышении концентрации Cs(I) обусловлено невозможностью его связывания в межслоевом пространстве глинистого минерала.

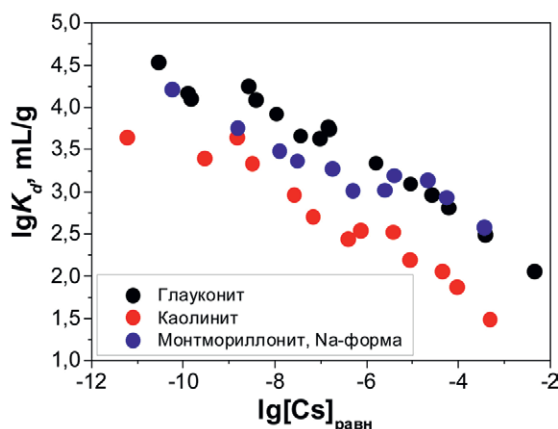


Рис. 2. Зависимость $lg K_d$ от равновесной концентрации Cs(I) в растворе на каолините, монтмориллоните и глауконите. ($pH = 7,5 \pm 0,1$, $[глины] = 1$ г/л, $I = 0,01$ М $NaClO_4$).

Исследование сорбционных свойств образцов бентонитов из различных месторождений по отношению к Cs(I) показало, что в диапазоне равновесных концентраций Cs(I) $10^{-12} - 10^{-8}$ М наблюдаются значительные различия в величинах K_d . Таким образом, несмотря на схожий минеральный состав, бентониты различных месторождений отличаются по своим сорбционным характеристикам по отношению к цезию.

Исследование влияния ионной силы раствора показало, что сорбция Np(V) не меняется при изменении ионной силы от 0,01 до 1 М, что свидетельствует об отсутствии влияния (или крайне незначительном вкладе) реакций ионного обмена в связывание нептуния с бентонитом в диапазоне значений pH от 5,0 до 9,0. При этом, в случае сорбции Np(V), на глинах наблюдается явная зависимость от значения pH, что свидетельствует о взаимодействии по механизму комплексообразования.

Влияние примесных минералов и конкурирующих катионов в растворе на сорбцию Np(V) было также рассмотрено на примере глины Катч. Было установлено, что более высокая сорбция Np(V) на глине Катч (рис. 3) вызвана присутствием в образце небольшого количества (~3 масс.%) гетита ($\alpha-FeOOH$).

Наблюдаемое снижение сорбции Np(V) на очищенном образце Катч, по сравнению с исходным, подтверждает вывод о преимущественном связывании с гетитом и свидетельствует, что наличие даже следов оксигидроксидов железа существенно влияет на поведение Np(V) [4].

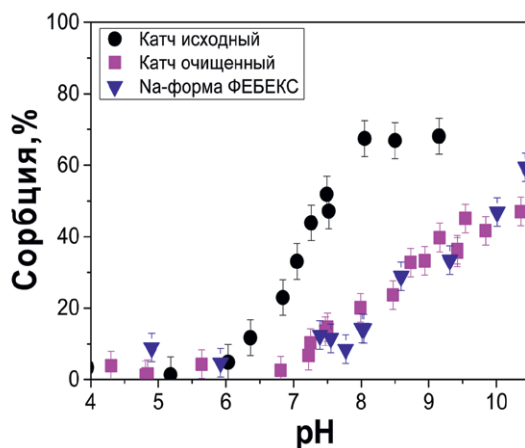


Рис. 3. Зависимости сорбции $Np(V)$ от pH на Na-форме ФЕБЕКС, исходной и очищенной глине Катч ($[Np(V)] = 1 \cdot 10^{-14} M$, $I = 0,01 M NaClO_4$, $[глины] = 0,5 г/л$).

Для $Eu(III)$ был установлен более сложный механизм взаимодействия. При низкой ионной силе ($0,01 M NaClO_4$), сорбция $Eu(III)$ не зависит от pH для всех исследованных образцов, что характерно для реакций ионного обмена. Заметная зависимость сорбции $Eu(III)$ от pH при ионной силе $1 M$ свидетельствует о взаимодействии по механизму комплексообразования. Используя литературные данные по константам комплексообразования $Eu(III)$ с краевыми сорбционными центрами монтмориллонита, а также рассчитав константы равновесия ионного обмена, было успешно проведено описание экспериментальных данных [5].

Изучение диффузионного массопереноса было проведено на образцах бентонита и каолиновой смеси. Для получения воспроизводимости и минимизации ошибки определения эксперименты повторялись несколько раз. Вид выходной кривой и подобранная аналитическая модель приведены на (рис. 4), который демонстрирует начало стабилизации массового расхода трития в образце каолиновой смеси через ~ 100 ч от начала эксперимента. Полученные значения эффективных коэффициентов диффузии для трития (НТО) демонстрируют наиболее низкие значения для образцов, представленных бентонитами, со средним значением $4,6 \times 10^{-11} м^2/с$ и активной пористостью $0,25$ против $(9,62-17,8) \times 10^{-11} м^2/с$ и $0,29-0,35$ у каолиновой смеси. Для мигранта, представленного хлором (Cl^{36}) полученные значения эффективных коэффициентов диффузии носят аналогичную тенденцию и в среднем составили $1,12 \times 10^{-12} м^2/с$ и величиной активной пористости $0,01$ для бентонитов, а для образцов каолиновой смеси $(6,61-12,2) \times 10^{-11} м^2/с$ и $0,11$, соответственно. Столь существенные различия эффективных коэффициентов диффузии и величин активной пористости трития и хлора для бентонитов объясняется особенностями микростроения монтмориллонита, диффузия в котором, для катионов и анионов проходит с разной скоростью (ion exclusion). Такое поведение обуславливается различной используемой пористостью для катионов и анионов и движением по двойным электрическим слоям [2].

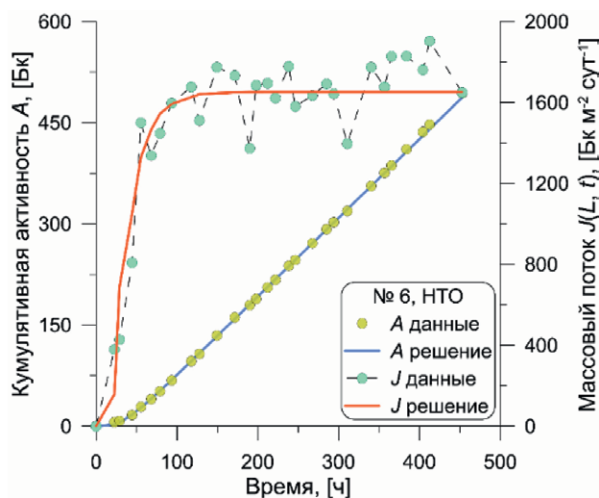


Рис. 4. Экспериментальные выходные кривые трития и подобранные модельные решения для образца каолиновой смеси без фракционирования.



Список литературы

1. Крупская В.В., Бирюков Д.В., Белоусов П.Е., Лехов В.А., Романчук А.Ю., Калмыков С.Н. Применение природных глинистых материалов для повышения уровня ядерной и радиационной безопасности объектов ядерного наследия // Радиоактивные отходы, 2018, том 2, №3, с. 30-43.
2. Shackelford, C.D., Moore, S.M., 2013. Fickian diffusion of radionuclides for engineered containment barriers: Diffusion coefficients, porosities, and complicating issues. // Eng. Geol. V. 152, P. 133–147.
3. Semenkova A.S., Eysiunina M.V., Verma P. K., Mohapatra P.K., Petrov V.G., Seregina I. F., Bolshov M.A., Krupskaya V.V., Romanchuk A.Yu., Kalmykov S.N. Cs+ sorption onto Kutch clays: Influence of competing ions. // Applied Clay Science. Vol. 166. P. 88-93.
4. Semenkova A.S., Romanchuk A.Yu., Krupskaya V.V., Pokidko B.V., Dorzhieva O.V., Sobolev A.V., Presnyakov I.A., Verma P.K., Mohapatra P.K., Kalmykov S.N. Np(V) uptake by various clays. // Applied Geochemistry. 2018. V. 92. P. 1-8.
5. Verma P.K., Semenkova A.S., Mohapatra P.K., Zakusin S.V., Romanchuk A.Yu., Kalmykov S.N. Eu(III) sorption onto various montmorillonites: Experiments and modeling. // Applied Clay Science. 2019. V. 175. P. 22-29.

Оценка эффективности переработки радиоактивных отходов на установке сжигания

Серебряков В.В., Мамонов А.В., Давыдов В.В., Разживин С.Г., Гордеев В.П.

АО «ГНЦ НИИАР»

e-mail: svv@orb.niiar.ru, avmamonov@niiar.ru, vvdavidov@niiar.ru, sgrazzhivin@niiar.ru, vpgordeev@niiar.ru

Аннотация. В данной статье выполнен экономический анализ эффективности кондиционирования низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов, переработанных методом сжигания, и без переработки аналогичных отходов. Проведён анализ затрат, на их основе определена стоимость процессов контейнеризации и захоронения низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов с использованием вышеуказанных технологий. Основным экономический эффект при использовании технологии кондиционирования низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов, переработанных методом сжигания, возникает за счёт существенного сокращения объёма перерабатываемых отходов, что позволяет значительно сократить затраты на используемые для захоронения контейнеры.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, контейнеризация, оценка эффективности, захоронение, сжигание, Национальный оператор, сокращение объёма перерабатываемых отходов.

Assessment of the efficiency of radioactive waste processing at the incineration plant

Serebryakov V.V., Mamonov A.V., Davydov V.V., Razzhivin S. G., Gordeev V.P.

RIAR Ltd

e-mail: svv@orb.niiar.ru, avmamonov@niiar.ru, vvdavidov@niiar.ru, sgrazzhivin@niiar.ru, vpgordeev@niiar.ru

Abstract. This article provides an economic analysis of the effectiveness of conditioning low-level solid radioactive waste processed by the method of burning, and without processing similar waste. A cost analysis has been carried out, on its basis the cost of the processes of containerization and disposal of low-level solid radioactive waste has been determined using the above technologies. The main economic effect when using the technology for conditioning low-level solid radioactive waste processed by the burning method arises from a significant reduction in the volume of processed waste, which can significantly reduce the cost of containers used for disposals.

Keywords: radioactive waste, containerization, performance evaluation, disposal, incineration, national operator, reduction of the volume of processed waste.

Введение

Выбор эффективной технологии переработки отходов является одним из определяющих решений для снижения расходов и повышения безопасности при долговременном хранении и захоронении радиоактивных отходов. В АО «ГНЦ НИИАР» реализована переработка низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов на установке сжигания УСТ-50. Здание, в котором находится установка, построено по проекту

1991 года и принято в эксплуатацию 19 февраля 2002 года. А сама установка сжигания после проведения пусконаладочных работ и комплексной апробации оборудования введена в опытно-промышленную эксплуатацию 27 ноября 2003 года.

Установка сжигания УСТ-50 предназначена для переработки твёрдых и жидких горючих низкоактивных отходов (рис. 1) с последующим цементированием зольного остатка и включает в себя печь, газоход, барботёр, скруббер, теплообменник, подогреватель, фильтры, узел выгрузки и сборник золы, установку цементированья и вспомогательное оборудование. Массовая доля материалов твёрдых горючих радиоактивных отходов, подвергающихся переработке на установке, согласно рабочему проекту, составляет, %:

Бумага, ветошь и древесина	Не менее 80
Хлорсодержащие вещества (пластикат)	Не более 5
Полиэтилен и резина	Не более 15

Максимальная производительность установки — 50 кг/ч. Температура в камере сжигания поддерживается в пределах 700-800°C. Выход зольного остатка от сжигания 50 кг отходов составляет 0,6 кг.

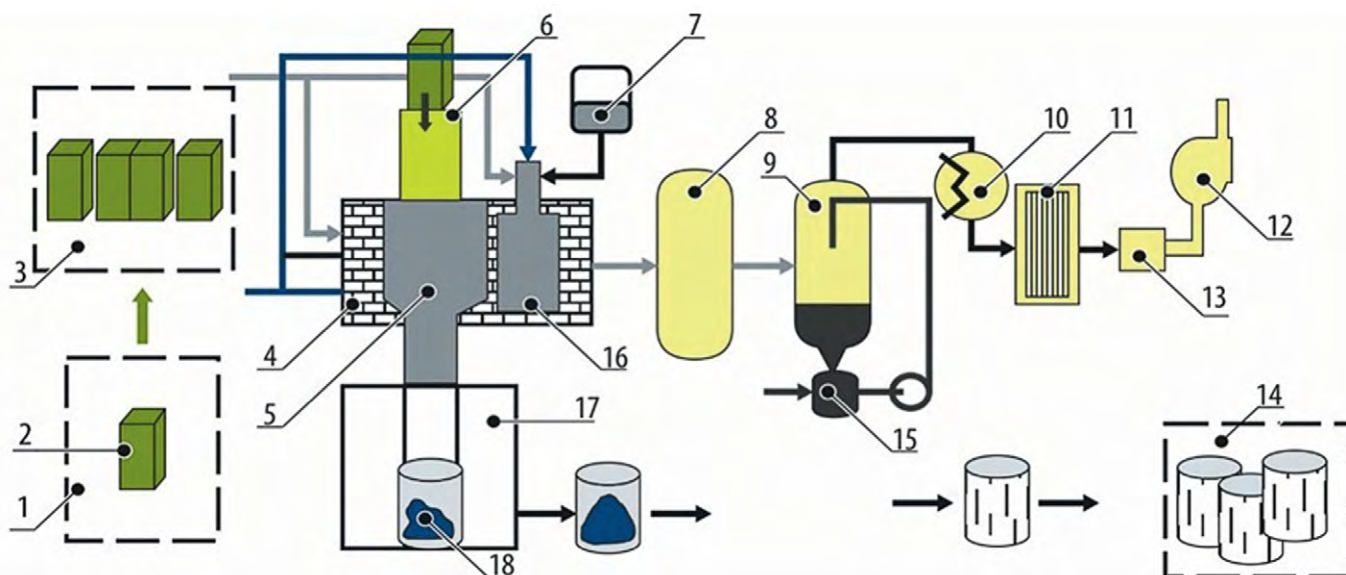


Рис. 1. Принципиальная технологическая схема переработки горючих радиоактивных отходов на установке УСТ-50:

- 1 – участок приёма твёрдых радиоактивных отходов; 2 – онтейнер с твёрдыми радиоактивными отходами;
- 3 – участок сбора партии на сжигание; 4 – печь сжигания; 5 – камера сжигания; 6 – узел загрузки твёрдых РАО;
- 7 – узел приёма и подачи жидких РАО на сжигание; 8 – барботёр; 9 – скруббер; 10 – подогреватель газа;
- 11 – рукавный фильтр; 12 – вентилятор; 13 – фильтр Д-23; 14 – участок хранения твёрдых РАО;
- 15 – узел подачи щёлочи; 16 – камера дожигания; 17 – узел выгрузки золы; 18 – сборник золы

Анализ объёма и морфологических характеристик низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов, образующихся в подразделениях института, показал, что доля переработанных горючих отходов от общего количества низкоактивных твёрдых отходов, поступивших на долговременное хранение в службу-комплекс по обращению с радиоактивными отходами, за этот период составила около 10%.

Выполнен экономический анализ эффективности кондиционирования низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов, переработанных методом сжигания на установке УСТ-50, и без переработки аналогичных отходов (простая контейнеризация). Данные расчёта стоимости процесса контейнеризации и захоронения низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов для различных типов серийных контейнеров были представлены в соответствии с действующими тарифами.

Затраты на применение технологий кондиционирования низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов состоят из затрат на процессы их сжигания, контейнеризации и захоронения. Основным преимуществом технологии сжигания является существенное сокращение объёма перерабатываемых твёрдых радиоактивных отходов – примерно в 113,45 раза. Получаемая при сжигании зола размещается в бочки объёмом 200 л. В целях максимального использования внутреннего объёма защитных контейнеров бочку полностью заполняют зольным остатком, что допускается согласно нормативным документам (п. 33 НП-020-15) [1]. Затраты на осуществление процессов сжигания в год составляют 17 967 030 руб., стоимость переработки одного кубического метра низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов методом сжигания стоит 40 470 руб. Для процесса контейнеризации низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов используют контейнеры КМЗ-М и КРАД 3.0 (табл. 1).

Таблица 1

Технологические характеристики контейнеров

Класс опасности	Вид отходов, передаваемых на захоронение	Тариф, руб./м ³
III	Твёрдые среднеактивные и долгоживущие низкоактивные	152 473,02
IV	Твёрдые низкоактивные, включая очень низкоактивные	45 836,12

Согласно Федеральному закону от 11.06.2011 №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» [2], определена система обращения с радиоактивными отходами, которая включает обязательное захоронение всех удаляемых радиоактивных отходов в кондиционированном виде. Организация обязана осуществить оплату захоронения, исходя из фактического объёма отходов, передаваемых во

ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами», и тарифов на их захоронение. Оплата захоронения осуществляется при передаче отходов. Тарифы на захоронение (табл. 2) устанавливаются для каждого класса отходов в виде фиксированных ставок тарифов в расчёте на кубический метр захораниваемых отходов, включая упаковку и контейнер (объём брутто).

Таблица 2

Тарифы на захоронение радиоактивных отходов в зависимости от класса опасности

Наименование затрат	Технология кондиционирования отходов при использовании различных контейнеров			
	Кондиционирование на установке УСТ-50		Простая контейнеризация	
	КРАД 3.0	КМЗ-М	КРАД 3.0	КМЗ-М
Тип контейнера	КРАД 3.0	КМЗ-М	КРАД 3.0	КМЗ-М
Стоимость контейнеризации	881,61	469,18	32294,78	21311,26
Стоимость захоронения	21330,20	20627,74	58730,83	50130,65
Затраты на 1 м ³	48,04	46,46	132,28	112,91

По итогам эксплуатации установки сжигания УСТ-50:

- 1) проведён анализ затрат, на их основе определена стоимость процессов контейнеризации и захоронения низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов с использованием вышеуказанных технологий;
- 2) установлено, что основной экономический эффект при использовании технологии кондиционирования низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов, переработанных методом сжигания, возникает за счёт существенного сокращения объёма перерабатываемых отходов, что позволяет значительно сократить затраты на используемые для захоронения контейнеры;
- 3) в результате анализа полученных результатов показано, что по величине затрат на контейнеризацию и захоронение одного кубического метра низкоактивных твёрдых радиоактивных отходов несомненным преимуществом обладает технология кондиционирования отходов, переработанных методом сжигания.



Список литературы

- 1 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-058-14. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твёрдых радиоактивных отходов. Требования безопасности. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. — Официальный интернет-портал правовой информации. — Режим доступа: <http://www.pravo.gov.ru/>. Дата обращения: 11.02.2020.
- 2 Федеральный закон от 11.06.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» [Электронный ресурс] // СПС Консультант Плюс: Законодательство: Некоммерческая версия. – URL: <http://www.consultant.ru/cons/cgi/online.cgi?req=doc&base=LAW&n=149627&fld=134&dst=100263,0&rnd=0.47033565049784276#034183437822747764>.

Переработка жидких радиоактивных отходов, образующихся при электролитно-плазменной дезактивации металлических поверхностей

Торопова В.В., Нагула П.К., Радкевич А.В., Зарубо А.М., Коренькова О.Б.

Объединённый институт энергетических и ядерных исследований –
Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Беларусь

e-mail: valen.toropova@mail.ru

Аннотация. Представлены результаты исследований эффективности применения метода электролитно-плазменной обработки (ЭПО) для дезактивации металлических поверхностей, загрязненных радионуклидами цезия, стронция, кобальта, и выбора метода очистки образующихся при этом ЖРО. Установлено, что коэффициент дезактивации образцов из нержавеющей стали, искусственно загрязненных радионуклидами и выдержанных в течение 6 месяцев, составляет $\sim 3,7 \cdot 10^3$ для ^{137}Cs и $\sim 2,6 \cdot 10^3$ для ^{60}Co . Показано, что радионуклиды ^{137}Cs и ^{60}Co эффективно извлекаются из раствора, имитирующего ЖРО ЭПО, как методом двукратного соосаждения с гексацианоферратом железа (II), так и методом двукратного соосаждения с гексацианоферратом железа (II) и фосфатом кальция (II) при их совместном присутствии в растворе. Радионуклиды Sr извлекаются из раствора методом соосаждения с сульфатом бария (II).

Ключевые слова: электролитно-плазменная обработка, дезактивация, ЖРО, соосаждение, гексацианоферрат железа, фосфат кальция, фосфат бария, фильтрация.

Treatment of liquid radioactive waste producing in the result of metal surfaces decontamination by electrolyte-plasma processing

V.V. Toropova, P.K. Nagula, A.V. Radkevich, A.M. Zarubo, O.B. Korenkova

Joint Institute for Power and Nuclear Research –
of National Academy of Sciences of Belarus, Minsk, Republic of Belarus

e-mail: valen.toropova@mail.ru

Abstract. The article presents studies of effectiveness of electrolyte-plasma decontamination of metal surfaces, contaminated by radionuclides of cesium, strontium and cobalt. As well as selection of purification method for LRW arising after decontamination is considered. Decontamination factors of $3,7 \cdot 10^3$ and $2,6 \cdot 10^3$ for ^{137}Cs and ^{60}Co respectively were determined after decontamination of artificially contaminated stainless steel samples of 6 months mature. It is shown that radionuclides of ^{137}Cs and ^{60}Co are successfully retrieved from solution imitating LRW after electrolyte-plasma decontamination both by double coprecipitation with ferrous ferricyanide (II) and double coprecipitation with ferrous ferricyanide (II) and calcium phosphate (II) during their joint present in solution. Radionuclides of strontium are retrieved by coprecipitation with barium sulphate.

Keywords: electrolyte-plasma treatment, decontamination, LRW, coprecipitation, iron ferrous ferricyanide (II), calcium phosphate, barium phosphate, filtration.

Введение

В последнее время проявляется значительный интерес к электролитно-плазменной обработке (далее ЭПО) [1, 2], как к разновидности электрохимического метода обработки, основанной на электроразрядных явлениях в системе металл – электролит. В результате дезактивации оборудования методом ЭПО образуются жидкие радиоактивные отходы (ЖРО), содержащие в растворе ионы аммония, сульфат-ионы и ионы металлов, которые существенно усложняют процесс переработки ЖРО.

Целью данной работы является исследование возможности применения метода электролитно-плазменной обработки для дезактивации съемного оборудования ядерных энергетических установок и разработка способа очистки жидких радиоактивных отходов, образующихся после дезактивации методом электролитно-плазменной обработки.

Экспериментальная часть

Общий вид установки для ЭПО представлен на рис. 1. В качестве электролита использовали 6% водный раствор сульфата аммония марки ч.д.а. Время обработки образцов составило от 4 до 8 мин.

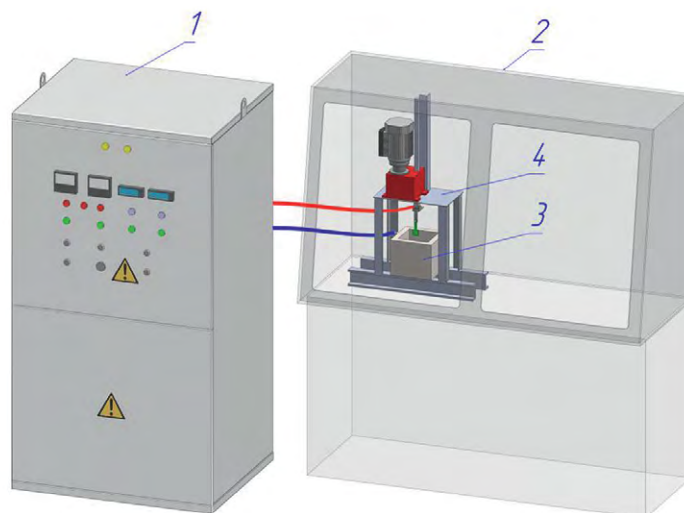


Рис. 1 – Общий вид установки дезактивации методом ЭПО

1 – шкаф управления установкой; 2 – шкаф вытяжной; 3 – рабочая ванна; 4 – подъемный механизм

Исследование эффективности применения ЭПО для дезактивации металлических поверхностей выполнялось согласно ГОСТ 50773 [3] на образцах-имитаторах, выполненных из стали 12Х18Н10Т. Была проведена серия опытов по дезактивации образцов с фиксированным загрязнением (фиксация временем), как простых (прямоугольных), так и сложных (цилиндрических) геометрических форм. Подготовку и загрязнение образцов проводили согласно ГОСТ 50773 [3]. В центр каждого простого образца (или на внутреннюю поверхность сложного) наносили $0,15 \text{ см}^3$ загрязняющего радиоактивного раствора, содержащего смесь радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co с активностью $(1,5 \cdot 10^4) \times 10^4$ Бк каждого. Загрязненные образцы сушились на воздухе при температуре $(20 \pm 2)^\circ\text{C}$ от 18 до 20 ч. и выдерживались в течение 6 месяцев в эксикаторе при температуре $(20 \pm 2)^\circ\text{C}$ и относительной влажности воздуха $(65 \pm 5)\%$.

Дезактивация образцов проводилась методом ЭПО, в результате применения которого образуются ЖРО, подлежащие переработке. Кроме ЖРО, образующихся от дезактивации загрязненных радионуклидами образцов, для отработки методов очистки использовались растворы-имитаторы ЖРО, которые готовились путем внесения радионуклидов в отработанный нерадиоактивный раствор электролита. Элементный состав отработанного электролита определяли на атомно-эмиссионном спектрометре с индукционно связанной плазмой АСТIVAM, погрешность метода – 3-5 отн. %. Электролит содержит ионы металлов Fe, Ni, Ca, Cr, Mg, Mn, Na, Zn, K, Sn, Cu, Co, Zn, Al, Cd в концентрации от 145 до 0,02 мг/л, а также Si (11 мг/л) и В (0,5 мг/л).

ЖРО ЭПО отстаивали в течение 15 сут, отфильтровывали через бумажный фильтр «синяя лента». Имитаторы ЖРО готовили следующим образом: в отработанный раствор электролита вносили радиоактивную метку изотопов ^{137}Cs , ^{85}Sr и ^{60}Co без носителя, выдерживали раствор в течение 30 сут, фильтровали через фильтр «синяя лента». Радионуклид ^{85}Sr использовали в качестве аналога радионуклида ^{90}Sr .

Измерение активности проводили на гамма-бета-спектрометре МКС АТ-1315 со сцинтиляционным детектором. Нормируемый предел допускаемой основной погрешности измерения составляет $\pm 20\%$.

Коэффициент дезактивации (K_d) образцов рассчитывали по формуле:

$$K_d = \frac{A_0}{A_1} \quad (1)$$

где A_0 – исходная активность образца, Бк,

A_1 – активность образца после дезактивации, Бк.

Степень очистки (S) для каждого радионуклида рассчитывалась по формуле:

$$S = \frac{A_0 - A_1}{A_0} \times 100\% \quad (2)$$

где A_0 – исходная активность раствора, Бк/л,

A_1 – активность раствора после очистки, Бк/л.

Для оценки истинного значения измеряемой величины использовалось распределение Стьюдента [4]. Ошибки рассчитывались в виде стандартного отклонения с доверительной вероятностью 0,95.

Результаты и обсуждение

Дезактивация металлических образцов методом ЭПО

При дезактивации образцов с фиксированным загрязнением методом ЭПО, процесс очистки проходил в 2 этапа (~8 мин): 1-й этап – дезактивация за счет съема поверхностного слоя металла с поверхности образцов (~ 4 мин); 2-й этап – доочистка (по необходимости) оставшегося радиоактивного загрязнения до уровней изъятия и освобождения от контроля.

Исходная активность простых образцов составляла: по ^{137}Cs – $(3,6-3,8) \times 10^4$ Бк, по ^{60}Co – $(2,5-2,7) \times 10^4$ Бк. Исходная активность сложных образцов составляла: по ^{137}Cs – $(2,4-2,7) \times 10^4$ Бк, по ^{60}Co – $(1,7-1,8) \times 10^4$ Бк.

После первого этапа обработки 50% образцов простой конфигурации были очищены от радиоактивного загрязнения – остаточная активность по ^{137}Cs и ^{60}Co составила менее 10 Бк ($< 0,5$ Бк/г), коэффициент дезактивации ~ $3,7 \times 10^3$ для ^{137}Cs и ~ $2,6 \cdot 10^3$ для ^{60}Co . Оставшиеся 50% образцов за первый этап были очищены до остаточной активности по ^{137}Cs и ^{60}Co от 25 до 55 Бк ($-1,4 \times 10^3 - 7,0 \times 10^2$; $-4,6 \times 10^2$). После доочистки среднее значение составило $3,7 \times 10^3$ и $2,6 \times 10^3$ для ^{137}Cs и ^{60}Co соответственно.

При дезактивации образцов сложной геометрической формы с радиоактивным загрязнением на внутренней поверхности, коэффициент дезактивации составил ~30 – 100 для ^{137}Cs и ~80 – 230 для ^{60}Co . Остаточное радиоактивное загрязнение (от 2×10^2 до 9×10^2 Бк по ^{137}Cs и от $0,8 \times 10^2$ до 2×10^2 Бк по ^{60}Co) возможно объясняется тем, что образования парогазовой оболочки на внутренней поверхности образца не происходит, следовательно, нет поверхностного съема металла. Радиоактивное загрязнение вымывается гидродинамическими потоками внутри образца.

Очистка жидких радиоактивных отходов дезактивации

Выбор метода переработки жидких радиоактивных отходов обусловлен, во-первых, удельной активностью отходов и их объемом, во-вторых, качественным составом жидких отходов, как по изотопам, так и по другим компонентам (ионы металлов, солесодержание и др.) [5]. Для очистки ЖРО ЭПО с высоким солесодержанием (~80 г/л) был исследован метод соосаждения. Исходная активность ЖРО, содержащих ^{137}Cs , составляла $3,8 \times 10^3$ Бк/л, рН исходного раствора – 3,2.

Для осаждения радионуклида ^{137}Cs из ЖРО был выбран гексацианоферрат меди (II). После внесения реагентов время старения ЖРО составило 7 суток, рН 3,2. После декантации раствора и фильтрации через фильтр «синяя лента» конечная активность ЖРО составила 45 ± 10 Бк/л.

Полученные результаты показали, что метод соосаждения радионуклидов ^{137}Cs с гексацианоферратом меди (II) позволяет очистить ЖРО ЭПО до уровней, ниже критериев отнесения растворов к ЖРО.

Очистка растворов-имитаторов ЖРО дезактивации

Для дальнейших исследований по разработке технологии очистки ЖРО ЭПО от радионуклидов цезия, стронция и кобальта использовали растворы-имитаторы ЖРО.

Первая серия исследований включала очистку имитаторов ЖРО от радионуклидов ^{137}Cs , ^{85}Sr и ^{60}Co методом соосаждения с осадками гексацианоферрата железа (II) (ГЦФЖ) и фосфата кальция (II) (ФК) как отдельно, так и при совместном их присутствии в растворе. Были определены pH раствора, концентрации химических реагентов, последовательность их внесения, время старения раствора, метод фильтрации, количество стадий очистки.

Показано, что при двух последовательных стадиях осаждения с ГЦФЖ (метод 1) достигается степень очистки имитаторов ЖРО от радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co до содержания, ниже критериев отнесения растворов к ЖРО. Таким образом, по содержанию радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co растворы не являются радиоактивными отходами. При этом содержание радионуклидов стронция сокращается всего на 20% (рис. 2).

Следующей задачей был поиск эффективного способа удаления радионуклидов стронция из растворов ЭПО. Были выполнены следующие эксперименты: *метод 2* – соосаждение радионуклидов ^{137}Cs , ^{85}Sr и ^{60}Co с ГЦФЖ и ФК при их совместном присутствии в растворе; *метод 3* – последовательное соосаждение радионуклидов с ГЦФЖ и, после отделения осадка, соосаждение радионуклидов с ФК.

Показано, что как при совместном соосаждении радионуклидов (*метод 2*), так и при последовательном (*метод 3*) после двух стадий соосаждения степень очистки от радионуклидов стронция составила 73–65%, при этом была достигнута необходимая степень очистки от ^{137}Cs и ^{60}Co (рис. 2).

Вторая серия исследований (*метод 4*) включала отработку метода соосаждения Sr с осадком сульфата бария (II) из раствора, предварительно очищенного от радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co (рис. 2). Как следует из представленных данных, при соосаждении радионуклидов Sr с сульфатом бария (II) достигается очистка имитаторов ЖРО на $99,98 \pm 0,02\%$ до содержания, ниже критериев отнесения растворов к ЖРО.

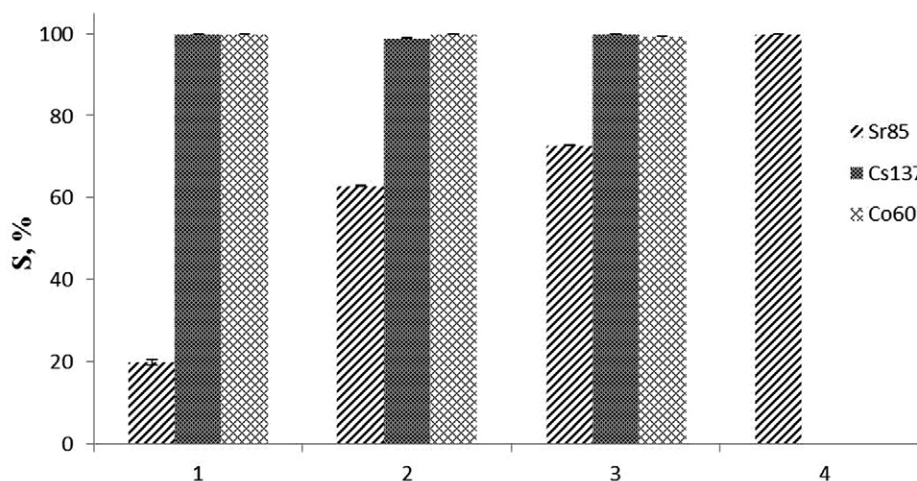


Рис. 2 – Очистка имитаторов ЖРО от радионуклидов ^{137}Cs , ^{85}Sr и ^{60}Co методом химического осаждения
1 – метод 1; 2 – метод 2; 3 – метод 3; 4 – метод 4

Выводы

Метод ЭПО может быть использован для дезактивации и очистки от фиксированных отложений и окарины поверхностей оборудования ядерных и радиационных объектов, изготовленного из нержавеющей сталей.

Для очистки ЖРО от дезактивации методом ЭПО эффективно последовательное соосаждение радионуклидов цезия и кобальта с гексацианоферратом железа (II) и далее соосаждение радионуклидов стронция с сульфатом бария (II). При этом достигается степень очистки ЖРО от радионуклидов до содержания, ниже критериев отнесения растворов к ЖРО. Очищенный электролит после корректировки может быть использован повторно, либо, утилизирован как промышленные отходы.

Полученные результаты могут быть использованы при разработке технологий дезактивации оборудования АЭС и других объектов использования ядерной энергии, а также для очистки образующихся после дезактивации жидких радиоактивных отходов.

Список литературы

1. Meletis, E. I. *Electrolytic plasma processing for cleaning and metal-coating of steel surfaces* / E. I. Meletis [et al.] // *Surface and Coatings Technology*. – 2002. – Vol. 150. – P. 246–256.
2. Nagula P.K. *Electropulse method of decontamination of nuclear power plant equipment* / P.K. Nagula, D.L. Tretinnikov, O.V. Kalenchukova // *J. Int. Sci. Publications: Materials, Methods&Technologies*. – 2015. – Vol. 9. – P. 227–236.
3. ГОСТ 50773 *Покрyтия полимерные защитные для улучшения радиационной обстановки. Методы определения коэффициента дезактивации и времени защитного действия.*
4. *Основы аналитической химии : в 2 т. / Д. Скуг, Д. Уэст. – М. : Мир, 1979. – Т. 1 – 480 с.*
5. Рябчиков, Б.Е. *Очистка жидких радиоактивных отходов / Б.Е. Рябчиков. – М.: ДеЛипринт, 2008. – 516 с.*

Применение бентонита в качестве буферного материала в хранилищах РАО

Тюпина Е.А.¹, Крупская В.В.²

¹ – Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева
(РХТУ им. Д.И. Менделеева), Москва, Россия

e-mail: tk1972@mail.ru

² – Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии
и геохимии Российской академии наук (ИГЕМ РАН), Москва, Россия

Аннотация. В данной работе рассмотрены структура монтмориллонитов, сорбционные и поверхностные свойства бентонитов двух месторождений (Таганское и 10-й Хутор), которые могут быть использованы в качестве материалов инженерных барьеров безопасности при захоронении радиоактивных отходов в глубинных и приповерхностных хранилищах РАО. Установлено, что изменение строения слоя монтмориллонитов при кислотном воздействии при повышенной температуре (имитирующим негативные факторы воздействия ВАО) приводит к уменьшению сорбционной способности бентонитового буфера, несмотря на значительное увеличение удельной поверхности. При этом воздействие растворов щелочей, имитирующих взаимодействие бентонита с цементными матрицами, не приводит к разрушению структуры монтмориллонита, и величина емкости катионного обмена не изменяется.

Ключевые слова: бентонит, хранилища РАО, кислотная и щелочная модификация, структура, поверхность, сорбция.

Application of bentonite as a buffer material at radioactive waste repositories

E.A. Tyupina¹, V.V. Krupskaya²

¹ – D. Mendeleev University of Chemical Technology of Russia, Moscow, Russia

e-mail: tk1972@mail.ru

² – Institute of Geology of Ore Deposits, Petrography, Mineralogy and Geochemistry RAS, Moscow, Russia

Abstract. The aim of this work is to study structure, sorption and surface properties of bentonites from two deposits (Taganskoe and 10th Khutor), that may be used as material for engineering safety barriers for disposal of radioactive waste in subsurface and deep geological repositories. Alteration of montmorillonite layer structure under acid treatment at elevated temperature (that simulates negative impact of HLRW) was found to cause decrease of sorption capacity of bentonite buffer in spite of prominent increase of specific surface area. However, impact of alkali solutions simulating interaction of bentonite and cement matrices does not lead to destruction of montmorillonite structure and changes of cationic exchange capacity values.

Keywords: bentonite, radioactive waste repositories, acid and alkali modification, structure, surface, sorption.

Введение

В настоящее время в большинстве зарубежных концепций по захоронению РАО в качестве основного компонента инженерного барьера используют бентонитовые глины [1]. В Российской Федерации вопросы выбора барьерного материала также актуальны как в связи с восстановлением и поддержанием приповерхностных исторических хранилищ, так и с проектированием глубинного захоронений радиоактивных отходов (ПГЗРО) в Нижнеканском массиве [2-4].

Запасы бентонитового сырья высокого качества, представленного в настоящий момент на российском рынке, достаточно высоки: более 10 млн т Na-Ca-бентонитов в республике Хакасия на трех месторождениях (10-й Хутор, Карасукское, Бентойское), 22 млн т Ca-Mg-бентонитов в Курганской области (Зырянское), более 9 млн т высококачественных Na-Ca-бентонитов в Республике Казахстан (Таганское) [5]. Однако каждый из бентонитов отличается по содержанию основного компонента – монтмориллонита, составу примесей и т.д. и, соответственно, свойствам.

В данной работе рассмотрены основные сорбционные и поверхностные характеристики природных и подверженных термохимическому воздействию (кислотному и щелочному) образцов бентонитовых глин наиболее перспективных месторождений России и ближнего зарубежья: 10-й Хутор (республика Хакасия) и Таганское (Казахстан).

Экспериментальная часть

Кислотную модификацию, имитирующую негативные факторы воздействия ВАО (разгерметизация контейнеров, нагревание и т.д.), проводили с использованием концентрированной (13М) азотной кислоты, щелочную, имитирующую взаимодействие бентонита с цементными матрицами, – с помощью 0,5 М раствора КОН при температуре 90°C и постоянном перемешивании в течение 5 часов. Измерение удельной поверхности образцов проводили на установке Quadrasorb SI/Kr. Адсорбцию проводили при температуре жидкого азота (77.35 К) [6]. Емкость катионного обмена (ЕКО) определяли по адсорбции триэтилентетраминового комплекса меди (II) (Cu-trien) [7]. Изучение микростроения суспензий образцов природных и модифицированных бентонитовых глин проводилось с помощью растрового электронного микроскопа (РЭМ) LEO 1450VP фирмы Carl Zeiss, Германия [8]. Все измерения радиоактивности микроколичеств радионуклидов ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{233}U , ^{241}Am выполнялись на автоматическом жидко-сцинтилляционном низкофоновом альфа-бета-спектрометре Tri-Carb 3180TR/SL и методом гамма-спектрометрии при использовании цифрового гамма-спектрометрического комплекса с коаксиальным GEM30 и планарным GLP-36360 детекторами фирмы АМТЕК (ORTEC).

Результаты и обсуждение

Проведенные исследования показали, что степень сорбции (Е) радионуклидов для всех природных исследуемых образцов составила высокие значения: ^{233}U – 74-95%, ^{241}Am – 96-99%, ^{137}Cs – 90-99%, ^{90}Sr – 99-99,5%. При этом значения Е для кислотно- и щелочно-модифицированных образцов всех исследуемых бентонитов выше 90%, что является показателем сохранения высокой сорбционной способности бентонитов после агрессивного воздействия среды в широком интервале рН.

Однако одной из важнейших, именно емкостных, характеристик сорбционной способности глин является емкость катионного обмена, которая показывает общее количество катионов на 100 г породы, удерживаемых глиной и способных к обмену с катионами контактирующей жидкой фазы.

В таблице 1 приведены поверхностные и емкостные характеристики природных, кислотно-модифицированный и щелочно-модифицированных бентонитов исследованных месторождений.

Таблица 1.

Поверхностные и емкостные характеристики бентонитов месторождения Таганское и 10-й Хутор

Образец, тип образотки	Удельная площадь поверхности S, м ² /г	Объем пор, см ³ /г	Объем микропор, см ³ /г	Площадь поверхности S, м ² /г			ЕКО, мг-экв/100 г	
				микропоры	мезо- и макропоры	Σ		
Таганский	Прир.	110	0,107	0,039	68	42	110	88,1
	HNO ₃	280	0,298	0,102	172	109	280	20,7
	КОН	71	0,083	0,031	41	30	71	88,5

Образец, тип обработки	Удельная площадь поверхности S, м ² /г	Объем пор, см ³ /г	Объем микропор, см ³ /г	Площадь поверхности S, м ² /г			ЕКО, мг-экв/100 г	
				микропоры	мезо- и макропоры	Σ		
10-й Хутор	Прир.	26	0,070	0	0	26	26	73,5
	HNO ₃	95	0,150	0,022	32	63	95	16,6
	KOH	31	0,076	0	0	31	31	66,1

При кислотной модификации обоих бентонитов происходит значительное увеличение микропор, что обуславливает значительный рост общей площади поверхности и объема порового пространства [8]. Об этом также свидетельствует появление микропор у бентонита месторождения 10-й Хутор, отсутствующих у его природной и щелочно-модифицированной формы. Данные изменения вызваны частичным разрушением структуры бентонита (рис.1б), подробно описанными в исследованиях [8-11]: рост количества микропор обусловлен вымыванием октаэдрических катионов с разрушением сеток, накоплением дефектов структуры, кроме того, формирующийся аморфный кремнезём имеет более развитую поверхность, чем монтмориллонит.

При щелочной модификации бентонита Таганского месторождения наблюдается некоторое снижение площади поверхности и объема пор во всём диапазоне размеров. Данные явления характерны для щелочного воздействия, они могут быть объяснены как закупориванием пор вследствие отложения новых минеральных фаз [12], так и вымыванием микропримесей с развитой поверхностью [10]. В том числе, за счет воздействия KOH может происходить некоторое уменьшение межслоевого пространства и, как следствие, увеличение размера микроагрегатов монтмориллонита, что может приводить к небольшому уменьшению удельной поверхности. В случае щелочной модификации бентонита 10-й Хутор, не наблюдается существенного изменения объема порового пространства, удельная площадь поверхности несущественно увеличивается, возможно, за счет растворения неустойчивых в таких условиях фаз, не обнаруженных по данным рентгенодифракционного анализа. Отсутствие изменений поверхностных и емкостных свойств подтверждается и отсутствием визуальных изменений в структуре щелочно-модифицированного образца на микрофотографиях (рис. 1в).

Как видно из табл. 1, при кислотной активации наблюдается снижение ЕКО глин. Это связано с растворением преимущественно октаэдрических сеток, что вызывает снижение слоевого заряда, обеспечивающего катионообменные свойства бентонитов [8]. Щелочная активация не приводит к изменению сорбционной способности бентонита м-я Таганское, что свидетельствует об устойчивости данного бентонита в условиях эксперимента. При этом, величина ЕКО бентонита 10-й Хутор несколько снижается, что может быть объяснено частичным закреплением K⁺ в межслоевом пространстве монтмориллонита за счет более высокого тетраэдрического заряда по сравнению с монтмориллонитом Таганского месторождения [10, 13].

На рисунке 1 представлены микрофотографии образцов бентонита месторождения Таганское до и после модификации (для образца 10-й Хутор изображения аналогичны).

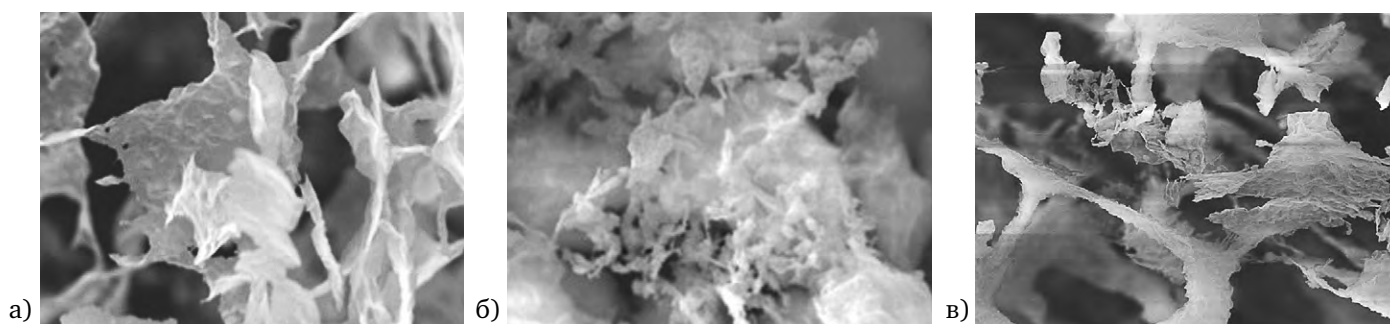


Рис. 1. Преобразование взаимодействия агрегатов частиц монтмориллонита месторождения Таганское в природном состоянии (а), после термохимической обработки азотной кислотой (б) и щелочью (в)

Как видно из рис. 1б, после кислотной модификации микростроение осадка становится хаотичным, практически отсутствуют глинистые частицы природной листообразной формы (1а), на поверхности микроагрегатов отчетливо видны следы химического растворения. После щелочной обработки (рис. 1в) видимых изменений в структуре бентонита не наблюдается, что подтверждается данными по ЕКО.

Таким образом, проведенные исследования позволяют сделать вывод о том, что при больших запасах сырья требуемого качества, технической возможностью производства компактированного бентонита разных

форм, высокой сорбционной емкости и устойчивости исследованных бентонитов к агрессивному воздействию внешней среды, использование их в качестве барьерного материала как в глубинных геологических формациях, так и в приповерхностных хранилищах РАО является безусловно перспективным.

Работа выполнена при финансовой поддержке проекта РНФ № 16-17-10270.

Список литературы

1. Цебаковская Н.С. Обзор зарубежных практик захоронения ОЯТ и РАО / Цебаковская Н.С., Уткин С.С., Капырин И.В. и др. – М.: Изд-во «Комтехпринт», 2015. — 208 с.
2. Сафонов А.В., Болдырев К.А. Исследование биогенных процессов в ПИЛ ПГЗРО в Нижнеканском массиве // Радиоактивные отходы — 2019 — №2 (7) — С 92-100.
3. Крупская В.В., Закусин С.В., Лехов В.А. и др. Изоляционные свойства бентонитовых барьерных систем для захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве // Радиоактивные отходы. — 2020. №1 (10). — С. 35 – 55.
4. Дорофеев А.Н., Большов Л.А., Линге И.И., Уткин С.С., Савельева Е.А. Стратегический мастер-план исследований в обоснование безопасности сооружения, эксплуатации и закрытия пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. — 2017. — № 1. — С. 32-41.
5. Крупская В.В., Бирюков Д.В., Белоусов П.Е., Лехов В. А., Романчук А.Ю., Калмыков С.Н. Применение природных глинистых материалов для повышения уровня ядерной и радиационной безопасности объектов ядерного наследия // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 30-43.
6. P. Belousov, A. Semenkov, T. Egorova et al. Cesium sorption and desorption on glauconite, bentonite, zeolite, and diatomite // Minerals. — 2019. — Vol. 9, no. 10. — P. 625.
7. Lorenz P., Meier L., Kahr G. Determination of the cation exchange capacity (CEC) of clays minerals using the complexes of copper (II) ion with triethylenetetramine and tetraethylenepentamine // Clays and Clay Minerals. – 1999. Volume 47. №3. – P. 386 – 388.
8. В.В. Крупская, С.В. Закусин, Е.А. Тюпина и др. Преобразование структуры и адсорбционных свойств монтмориллонита при термохимическом воздействии // Геохимия. — 2019. — Т. 64, №3. — С. 300–319.
9. Krupskaya V., Novikova L, Tyupina E. et al. The influence of acid modification on the structure of montmorillonites and surface properties of bentonites // Applied Clay Science. – 2019. Volume 172. – P. 1 – 10
10. Jozefaciuk G., Bowanko G. Effect of acid and alkali treatments on surface areas and adsorption energies of selected minerals // Clays and Clay Minerals. – 2002. Volume 50, №. 6. – P. 771 – 783.
11. С.В. Закусин, В.В. Крупская, О.В. Доржиева и др. Модификация адсорбционных свойств монтмориллонита при термохимическом воздействии // Сорбционные и хроматографические процессы. — 2015. — Т. 15, № 6. — С. 874–883.
12. Fernández R., Cuevas J., Sánchez L. et al. Reactivity of the cement – bentonite interface with alkaline solutions using transport cells // Applied Geochemistry. – 2006. Volume 21. – P. 977 – 992.
13. Тюпина Е.А., Крупская В.В., Прядко А.В. Влияние термокислотного воздействия на удельную поверхность бентонитов месторождений Таганское и Дашковское // Глины и глинистые минералы: V Российская Школа по глинистым минералам Argilla Studium-2017. Материалы докладов. (Москва, 27 ноября – 1 декабря 2017 года) – Москва, 2017. – С. 175 – 179.

Оценка нормируемых показателей качества водных (технологических) сред водо-водяных реакторов транспортных ядерных энергетических установок. Уменьшение образования жидких радиоактивных отходов

Фролова Т.Н., Поникаровских Д.В., Матвеев А.Н., Ейбогина А.А.

АО «Центр судостроения «Звездочка», г. Северодвинск, Архангельская обл., Россия

e-mail: olukov@star.ru

Аннотация. В статье рассматриваются вопросы оценки нормируемых показателей качества водных (технологических) сред водо-водяных реакторов транспортных ядерных энергетических установок, озвучивается основная проблема – отсутствие аттестованных методик измерений показателей качества водных (технологических) сред, и, как следствие, необоснованное увеличение количества жидких радиоактивных отходов в процессе ремонта и модернизации кораблей с транспортными ядерными энергетическими установками.

Ключевые слова: жидкие радиоактивные отходы, контроль показателей качества водных сред, аттестация методик измерений.

Characterisation of standardized quality indicators water (technological) mediums of water-cooled nuclear reactors. Decrease of liquid radioactive waste formation

T.N. Frolova, D.V. Ponikarovskih, A.N. Matveev, A.A. Eybogina

JSC Ship Repair Centre Zvezdochka, Severodvinsk, Arkhangelsk region, Russia

e-mail: olukov@star.ru

Abstract. The article presents issues of evaluation of the standardized quality indicators of water (technological) mediums of water-cooled nuclear reactors. The main problem of the article is a lack of certified methods for measuring of quality indicators of water (technological) mediums, and, as a result, an unreasonable increase in the amount of liquid radioactive waste in the process of repair and modernization of nuclear-powered ships.

Keywords: liquid radioactive waste, control of water medium quality indicators, certification of measurement procedures.

Одним из основополагающих принципов по обеспечению безопасности при обращении с радиоактивными отходами, сформулированным Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ), является контроль образования радиоактивных отходов (РАО). Образование радиоактивных отходов должно удерживаться на минимальном практически осуществимом уровне, который осуществляется посредством соблюдения установленных эксплуатационных регламентов [1].

Проблемы обращения с жидкими радиоактивными отходами состоят не только в сборе, хранении, переработке, но и уменьшении их потенциального образования на первоначальном этапе, например, в процессе эксплуатации, ремонта и модернизации транспортных ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с водо-водяными реакторами.

Для обеспечения безопасной и эффективной эксплуатации установки технической, технологической и эксплуатационной документацией предусмотрено осуществлять с установленной периодичностью контроль показателей качества водных (технологических) сред при различных режимах работы ЯЭУ.

Одним из видов контроля качества водных (технологических) сред ЯЭУ является контроль водно-химических показателей. Достижение контролируемыми показателями верхних или нижних пределов нормируемых значений влечет за собой внесение корректировок в водно-химический режим ЯЭУ. В зависимости от нормируемого показателя корректировка водно-химического режима производится в виде полного или частичного удаления водной (технологической) среды из соответствующего контура ЯЭУ, с последующей заменой на водную (технологическую) среду, соответствующую установленным требованиям.

После проведения оценки радионуклидного состава и удельной активности, выгруженная водная (технологическая) среда категоризируется и, как правило, относится к ЖРО (низкоактивным, среднеактивным, высокоактивным). Поэтому очень важно уже на первоначальном этапе оценки качества водных (технологических) сред использовать в работе методики измерений, соответствующие всем установленным требованиям [2, 3].

Измерения, проводимые испытательными (аналитическими) лабораториями судостроительных и судоремонтных предприятий в процессе эксплуатации, ремонта и модернизации транспортных ядерных энергетических установок (ЯЭУ), находятся в сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений [4, 5].

В настоящее время в судостроительной промышленности не может быть реализован единый подход к выполнению измерений нормируемых показателей качества водных (технологических) сред ЯЭУ, установленный ведомственным документом РД 5 ИМЯН.037-88 «Методики анализа воды и водных сред судовых энергетических установок», в связи с тем, что методики измерений, приведенные в нем, не соответствуют требованиям действующего законодательства в области обеспечения единства измерений, а именно:

- в методиках измерений в большинстве своем отсутствуют приписанные метрологические характеристики определяемых показателей, что, в конечном итоге, затрудняет сопоставление значений показателей качества водных (технологических) сред, полученных при производственном контроле, установленным нормируемым величинам показателей качества технологических режимов ЯЭУ;
- рабочий диапазон методик измерений не охватывают весь нормируемый диапазон измерений показателей качества водных (технологических) сред ЯЭУ;
- методики измерений предусматривают применение средств измерений (СИ) неутвержденного типа.

Для решения проблемных вопросов, связанных с проведением измерений, находящихся в сфере государственного регулирования, испытательной (аналитической) лабораторией АО «ЦС «Звездочка» были организованы и выполнены мероприятия по разработке, аттестации (с внесением данных в ФИФ ОЕИ) и последующей верификации методик измерений нормируемых показателей качества водных (технологических) сред ЯЭУ на отдельно взятом предприятии с использованием имеющихся средств измерений, стандартных образцов, испытательного и вспомогательного оборудования.

При разработке методик измерений нормируемых показателей качества водных (технологических) сред ЯЭУ для испытательной (аналитической) лаборатории

АО «ЦС «Звездочка» был решен ряд специфических задач. Так, например, взамен отсутствующих стандартных образцов утвержденного типа, соответствующих установленным требованиям [6], были разработаны аттестованные растворы для использования при реализации методик измерений требуемых показателей качества водных (технологических) сред. Методики приготовления аттестованных растворов (с установленными метрологическими характеристиками) были включены в состав методик измерений показателей качества водных (технологических) сред.

Разработанные методики измерений показателей качества водных (технологических) сред ЯЭУ:

- соответствуют всем требованиям действующего законодательства РФ в области обеспечения единства измерений;

- имеют установленные метрологические характеристики на актуальный, применительно к действующим технологическим режимам ЯЭУ, диапазон измерений по методике;
- имеют возможность расширять диапазон измерений до обозначенных величин (в рамках установленных метрологических характеристик), при внесении корректировок в водно-химический режим ЯЭУ;
- имеют приписанные характеристики неопределенности измерений (суммарная стандартная относительная неопределенность и расширенная относительная неопределенность при коэффициенте охвата $k=2$) и ее составляющих;
- имеют понятно прописанные алгоритмы оперативного контроля качества измерений и контроля стабильности измерений.

Экспериментальным путем был проведен сравнительный анализ применения методик измерений, соответствующих и не соответствующих требованиям современного законодательства в области обеспечения единства средств измерений, на примере определения массовой концентрации хлорид-ионов в водной (технологической) среде транспортной ЯЭУ по методике, входящей в РД 5 ИМЯН.037-88 «Определение содержания ионов хлора визуальным колориметрическим методом» и методике №008-СМИ-700.312-2019 «Показатели качества технологических сред транспортных ядерных энергетических установок. Методика измерений массовой концентрации хлорид-ионов турбидиметрическим методом».

В качестве образцов контроля (ОК), применяемых при проведении сравнительного анализа, были использованы водные растворы, приготовленные на основе государственного стандартного образца состава раствора хлорид-ионов. Аттестованные значения ОК были выбраны с учетом верхних пределов нормируемых значений показателей качества (для показателя массовой концентрации хлорид-ионов) при различных водно-химических режимах ЯЭУ. При оценке результатов измерений проводился контроль точности измерений в соответствии с РМГ 76-204 «ГСОЕИ. Внутренний контроль качества результатов количественного химического анализа» [7].

По итогам анализа полученных данных, был сделан вывод о том, что часть результатов контрольных процедур по методике в составе РД5.ИМЯН.037-88 не удовлетворяет условию контроля точности, что обусловлено дискретностью пленочной шкалы для определения массовой концентрации хлорид-ионов, входящей в состав дискового компаратора. Данное оборудование не относится к средствам измерения утвержденного типа, не проходит периодическую поверку, а, следовательно, не обеспечивается прослеживаемость результатов измерений в соответствии с ГОСТ ISO/IEC 17025-2019 [8].

Анализ сравнительных характеристик методик измерений хлорид-ионов и полученные результаты контроля точности демонстрируют значительные преимущества методики измерений №008-СМИ-700.312-2019 в сравнении с методикой в составе РД5.ИМЯН.037-88:

- использование современного фотометрического метода в сравнении с визуальным колориметрическим позволяет проводить измерения с высокой точностью;
- возможность проводить измерения в более широком диапазоне;
- применение средств измерений утвержденного типа, проходящих периодическую поверку и позволяющих обеспечить прослеживаемость результатов измерений;
- наличие приписанных характеристик неопределенности измерений и ее составляющих, а также алгоритмов оперативного контроля качества измерений и контроля стабильности измерений.

Если рассматривать результаты измерений массовой концентрации хлорид-ионов, полученные с применением методики в составе РД5.ИМЯН.037-88, как результаты измерений реальных проб водных (технологических) сред транспортных ЯЭУ, то должно быть принято решение о корректировке водно-химического режима ЯЭУ в связи с достижением контролируемым показателем предела нормируемых значений. В этом случае необходимо произвести полное или частичное удаление водной (технологической) среды, не соответствующей установленным требованиям, с последующим отнесением ее к ЖРО. В то же время контроль качества водных (технологических) сред ЯЭУ с применением методики измерений №008-СМИ-700.312-2019 позволяет получить более точное значение показателя качества, произвести оценку соответствия установленным нормативам и продолжить эксплуатацию водной (технологической) среды без внесения корректировок в водно-химический режим ЯЭУ.

Таким образом, применение методик измерений, соответствующих требованиям действующего законодательства РФ в области обеспечения единства измерений, позволяет испытательной лаборатории АО «ЦС «Звездочка» производить оценку нормируемых показателей качества водных (технологических) сред с высокой точностью и исключить образование дополнительного объема ЖРО в процессе эксплуатации, ремонта и модернизации транспортных ЯЭУ, что, в свою очередь, способствует снижению затрат на хранение, переработку ЖРО и создание дополнительной инфраструктуры обращения с РАО.

Список литературы

1. Технологические и организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами. – Вена: МАГАТЭ, 2005. – 221 с.
2. ГОСТ Р 8.563-2009. ГСОЕИ. Методики (методы) измерений [Текст]. – Введ. 2010-04-15. – М.: Стандартиформ, 2011. – 20 с.
3. Приказ Минпромторга России от 15.12.2015 №4091 «Об утверждении порядка аттестации первичных референтных методик (методов) измерений, референтных методик (методов) измерений и методик (методов) измерений и их применения».
4. Федеральный закон от 26.06.2008 №102-ФЗ «Об обеспечении единства измерений».
5. Приказ Госкорпорации «Росатом» от 31.10.2013 №1/10-НПА «Об утверждении метрологических требований к измерениям, эталонам единиц величин, стандартным образцам, средствам измерений, их составным частям, программному обеспечению, методикам (методам) измерений, применяемым в области использования атомной энергии».
6. ГОСТ Р 8.753-2011. ГСОЕИ. Стандартные образцы материалов (веществ). Основные положения [Текст]. – Введ. 2011-12-13. – М.: Стандартиформ, 2013. – 14 с.
7. РМГ 76-2014. ГСОЕИ. Внутренний контроль качества результатов количественного химического анализа [Текст]. – Введ. 2016-01-01. – М.: Стандартиформ, 2016. – 27 с.
8. ГОСТ ISO/IEC 17025-2019. Общие требования к компетентности испытательных и калибровочных лабораторий [Текст]. – Введ. 2019-09-01. – М.: Стандартиформ, 2019. – 26 с.

Разработка малогабаритного плавителя с донным сливом на боросиликатном стекле в рамках создания на ФГУП «ПО «МАЯК» нового комплекса остекловывания ВАО

Шайдуллин С.М.^{1,2}, Козлов П.В.^{2,3}, Ремизов М.Б.², Мелентьев А.Б.²,
Вербицкий К.В.², Бендасов Д.И.²

¹ – Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, г. Северск

² – ФГУП «Производственное объединение «Маяк», г. Озерск

e-mail: cpl@po-mayak.ru

³ – Озерский технологический институт НИЯУ МИФИ, г. Озерск

Аннотация. *Описано текущее состояние технологии остекловывания ВАО на радиохимическом производстве ФГУП «ПО «Маяк». Рассмотрены концептуальные и технические решения по развитию технологии остекловывания различных видов жидких ВАО на предприятии. Описаны основные технические отличия перспективного малогабаритного плавителя от установок, эксплуатировавшихся на предприятии ранее. Представлены основные результаты проведенных в 2018-2020 гг. испытаний первого опытного образца плавителя и перспективы продолжения работ в данном направлении..*

Ключевые слова: высокоактивные отходы, новый комплекс остекловывания, боросиликатное стекло, эвакуируемый плавитель.

Development of a small-size melter with a bottom drain for borosilicate glass as part of the creation of a new HLW vitrification complex at PA MAYAK FSUE

S.M. Shaidullin^{1,2}, P.V. Kozlov^{2,3}, M.B. Remizov², A.B. Melentyev², K.V. Verbitsky², D.I. Bendasov²

¹ – Seversk Technological Institute, NRNU MEPhI, Seversk

² – Federal State Unitary Enterprise Production Association Mayak, Ozersk

e-mail: cpl@po-mayak.ru

³ – Ozersk Technological Institute, NRNU MEPhI, Ozersk

Abstract. *The article describes the current state of HLW vitrification technology at the radiochemical production of FSUE «Mayak PA». The conceptual and technical solutions for development of vitrification technology of various types of liquid HLW at the enterprise are considered. The main technical differences of a promising small-sized melter from installations previously operated at the enterprise are discussed. The paper presents the main results of tests of the first prototype of the melter, conducted in 2018-2019, and the prospects for continuing work in this direction.*

Keywords: high-level waste, new facility for vitrification, borosilicate glass, evacuated melter.

На ФГУП ПО «Маяк» несколько десятков лет функционирует радиохимическое производство по экстракционной переработке облученного ядерного топлива реакторов различного назначения (энергетических реакторов типа ВВЭР, транспортных судовых установок, научно-исследовательских устройств). Наиболее опасным видом отходов, образующимся в ходе данного процесса, являются высокоактивные растворы, содержащие продукты деления топлива, его активации, а также конструкционные материалы. В настоящее время основной технологией отверждения высокоактивных отходов, получившей признание в мире, является остекловывание. На ФГУП «ПО «Маяк» данный способ применяется в промышленном масштабе с 1987 г. Имобилизация жидких ВАО радиохимического производства в алюмофосфатное стекло происходит на неэвакуируемых плавителях прямого электрического нагрева типа ЭП-500. За прошедший период времени на предприятии отработали расчетный срок и были выведены из эксплуатации 4 подобные печи. С 27 декабря 2016 года введена в эксплуатацию на жидких ВАО пятая промышленная электропечь ЭП-500/5. Проектный срок ее эксплуатации составляет 6 лет (см. рис. 1) [1]. Электропечь ЭП-500/5 является результатом глубокой модернизации предыдущих печей. Изменения конструкции направлены, в первую очередь, на продление ресурса печи (у предыдущих печей проектный срок эксплуатации составлял 3 года) путем усиления коррозионной стойкости наиболее нагруженных элементов печи (огнеупорных материалов ванны и токоподводов), модернизации системы охлаждения и т.д. Тем не менее, на радиохимическом производстве остаются актуальными и требуют решения следующие задачи развития технологии остекловывания:

- 1) обеспечение возможности отверждения всех видов образующихся жидких ВАО;
- 2) внедрение технологии, обеспечивающей возврат остеклованных ВАО от переработки зарубежного ОЯТ в страну происхождения;
- 3) обеспечение возможности отверждения извлекаемых из долговременных хранилищ накопленных ВАО (растворов и пульпы);
- 4) переход от неэвакуируемых плавителей к малогабаритным удаляемым установкам.



Рис. 1. Результаты эксплуатации печей остекловывания ВАО на ФГУП «ПО «Маяк»

Указанные задачи должны быть решены в 2028 году в ходе создания нового комплекса остекловывания (НКО), состав которого представлен на рис. 2. Основные потоки ЖРО, подлежащие отверждению методом остекловывания:

- 1) жидкие ВАО от переработки ОЯТ энергетических реакторов, а также продукты их возможного фракционирования;
- 2) жидкие ВАО от переработки специфических видов ОЯТ;
- 3) жидкие ВАО, накопленные в ходе реализации оборонной программы, извлекаемые из долговременных ёмкостей-хранилищ (растворы, гидроксидно-солевые пульпы, перлитные пульпы). Электропечи в составе

нового комплекса остекловывания должны будут иметь предусмотренную проектом процедуру демонтажа, разборки и удаления для обеспечения соответствия природоохранному законодательству и снижению издержек при создании новых установок за счет использования значительной части инфраструктуры.

Для отверждения жидких ВАО от переработки ОЯТ энергетических реакторов предполагается использовать малогабаритные плавители прямого электрического нагрева на боросиликатном стекле [2]. Таким образом, на ближайшее десятилетие в России основным способом отверждения ВАО будет оставаться технология остекловывания в печах прямого электрического нагрева [3]. При этом будет расширяться номенклатура применяемых стекол и характеристики отверждаемых отходов [4].



Рис. 2. Состав нового комплекса остекловывания

Новый эвакуируемый плавитель предназначен для варки боросиликатного стекла, характеризующегося (по сравнению с алюмофосфатным стеклом) рядом преимуществ: большей значительной емкостью по отношению к продуктам деления, химической и радиационной стойкостью, устойчивостью к раскристаллизации [5]. В то же время, боросиликатное стекло отличается более высокой температурой варки (1100-1200°C). В отличие от печей типа ЭП-500, опытный плавитель представляет собой малогабаритную печь остекловывания прямого джоулевого нагрева мощностью 250 кВт. Конструкция плавителя предполагает удаление печи после выработки срока службы в контейнер (ТУК). Внешний корпус плавителя изготовлен из нержавеющей стали, электроды – из коррозионностойкого хромоникелевого сплава. Охлаждение электродов и пода печи осуществляется осушенным сжатым воздухом. Варочная огнеупорная ванна плавителя имеет воронкообразную форму, изготовлена из керамических блоков с дополнительной теплоизоляцией (см. рис. 3). Плавитель оборудован донным сливным устройством с фильтрой, нагреваемой индукционным способом (см. рис. 4). Система охлаждения установки индукционного нагрева – водяная, двухконтурная. Остекловывание происходит в процессе расплавления стеклофриты и ее смешения с модельным раствором ВАО. Слив стекломассы в бидон осуществляется при разогреве фильеры. Бидон поджимается к сильфонному компенсатору для исключения загрязнения камеры печи. Остановка слива осуществляется при одновременном отключении индуктора и подаче охлаждающего воздуха в специально организованные полости конструкции.

В 2018-2019 годах проведена обкатка всех основных и вспомогательных систем стенда опытного плавителя. Осуществлены мероприятия по сушке кладки и загрузке стеклофриты, разогреву и наплавлению стекломассы. Состав использованной в ходе испытаний стеклофриты представлен в табл. 1. Получены теплофизические данные кладки и изучены электрические параметры работы плавителя. Отработаны системы контроля и управления технологическим процессом, охлаждения конструктивных элементов плавителя, загрузки стеклофриты и растворов, слива стекломассы. Общая продолжительность испытаний составила 285 суток.

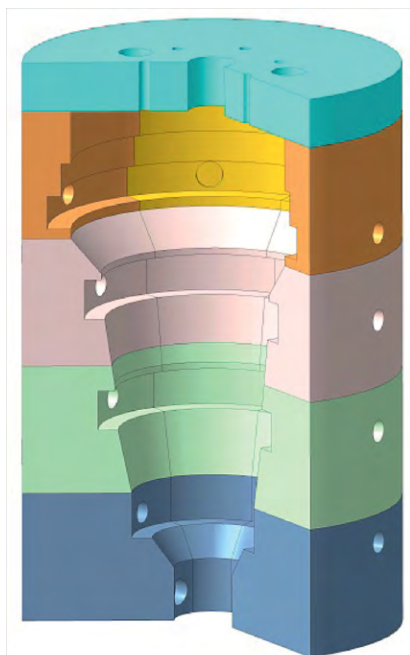


Рис. 3. Форма огнеупорной ванны плавителя

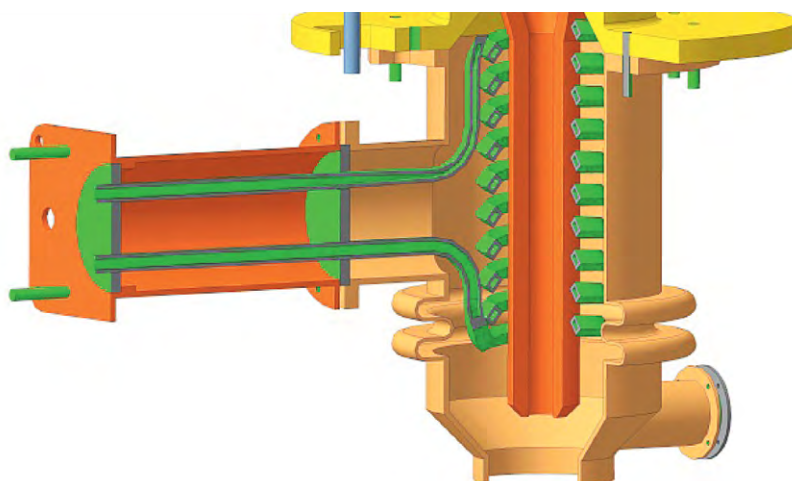


Рис. 4. Донное сливное устройство с фильтром, нагреваемое индукционным способом

Табл. 1.

Оксидный состав стеклофриты

Компонент	SiO ₂	B ₂ O ₃	Al ₂ O ₃	CaO	Na ₂ O	MgO
Содержание, %	49,1	21,5	4,1	4,9	19,9	0,6

По итогам испытаний произведена разборка плавителя, оценка коррозионных, термических, механических повреждений конструктивных элементов. На данный момент создана и испытывается вторая версия плавителя, доработанная с учетом результатов проведенных испытаний первой версии малогабаритного удаляемого плавителя. Переработана конструкция и материалы огнеупорной кладки печи, узлы подачи стеклофриты и растворов, отдельные элементы систем охлаждения, сливного устройства, контроля уровня расплава и температуры.

Список литературы

1. П.В. Козлов, М.Б. Ремизов, Е.А. Беланова, Н.В. Власова, В.А. Орлова, К.В. Мартынов. Модификация состава алюмофосфатных стёкол с имитаторами ВАО для повышения их устойчивости. 1. Влияние модификаторов на вязкость и кристаллизационную способность расплавов // Вопросы радиационной безопасности. 2019. №1. С. 3-15.
2. Шайдуллин С.М., Козлов П.В., Ремизов М.Б., Вербицкий К.В., Мелентьев А.Б., Бендасов Д.И. Плавитель с донным сливом для отверждения ВАО в боросиликатное стекло. Актуальные проблемы инновационного развития ядерных технологий: Материалы конференции в рамках научной сессии НИЯУ МИФИ, 8-12 апреля 2019 г., н. Северск: Изд. СТИ НИЯУ МИФИ, 2019. – с. 47.
3. Козлов П.В., Ремизов М.Б., Беланова Е.А., Власова Н.В., Орлова В.А., Мартынов К.В. Модификация состава алюмофосфатных стёкол с имитаторами ВАО для повышения их устойчивости. 1. Влияние модификаторов на вязкость и кристаллизационную способность расплавов // Вопросы радиационной безопасности. 2019. №1. С. 3-15.
4. Баторшин Г.Ш., Ремизов М.Б., Козлов П.В., Логунов М.В., Кустов С.В. Технология переработки ядерного наследия ФГУП «ПО «Маяк» – накопленных высокоактивных гетерогенных отходов. Вопросы радиационной безопасности. 2015. №1. С.3-10.
5. А.С. Алой, А.В. Трофименко, Т.И. Кольцова, М.В. Никандрова. Физико-химические характеристики остеклованных модельных ВАО ОДЦ ГХК // Радиоактивные отходы. 2018. №4 (5). С067-75.

Мобильная установка для электрохимической дезактивации металлических поверхностей

Юрченко А.Ю., Николаев А.Н., Баринов А.С.

ФГУП «РАДОН»

e-mail: zlovrednikov@yandex.ru

Аннотация. *Описан принцип действия мобильной установки для электрохимической дезактивации металлических поверхностей. Представлены экспериментальные данные ее испытания на различных реальных загрязненных радионуклидами объектах, имеющих на поверхности продукты коррозии и слои механического загрязнения. Установка может быть использована для дезактивации крупногабаритного металлического оборудования радиохимических производств (горячие камеры, перчаточные боксы) без его фрагментации в полуавтоматическом режиме с минимальным пребыванием персонала в зоне проведения работ.*

Ключевые слова: радиоактивные отходы, электрохимическая дезактивация, радиохимическое производство, дезактивация металлов, вывод из эксплуатации, горячие камеры.

Mobile facility for electro-chemical decontamination of metal surfaces

A.Yu. Yurchenko, A.N. Nikolaev, A.S. Barinov

RADON FSUE

e-mail: zlovrednikov@yandex.ru

Abstract. *The article describes operation principle of a mobile unit for electrochemical decontamination of metal surfaces. It presents the experimental data on its testing which involved various real-world radioactively contaminated objects with corrosion products and layers of mechanical contamination present on their surfaces. The unit can be used to decontaminate large-size metal equipment of radiochemical plants (hot cells, glove boxes) without fragmentation, in semi-automatic mode with a minimum exposure time of personnel in the work area.*

Keywords: radioactive waste, electrochemical decontamination, radiochemical production, metal decontamination, decommissioning, hot cells.

В 2009-2017гг. в МосНПО «Радон» – ФГУП «РАДОН» был разработан комплекс оборудования для проведения электрохимической дезактивации плоских металлических поверхностей *insitu*. Дезактивация загрязненных металлических поверхностей производится с помощью специального инструмента, представляющего собой ячейку, удерживающуюся на поверхности дезактивируемого оборудования при создании и непрерывном поддержании разряжения в ее внутренней полости. Это решение позволяет проводить дезактивацию поверхностей оборудования без применения каких-либо дополнительных фиксирующих устройств, что значительно упрощает перемещение ячейки по дезактивируемой поверхности и существенно снижает время пребывания персонала в зоне дезактивации. Конструкция ячейки схематически представлена на рис.1.

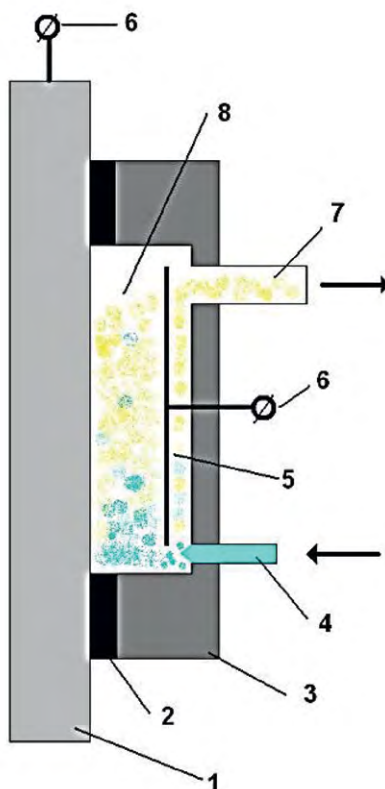


Рис. 1. Схематическое изображение ячейки

- 1 – дезактивируемая металлическая поверхность; 2 – уплотнительная резиновая прокладка;
 3 – корпус ячейки; 4 – штуцер подачи дезактивирующего раствора. 5 – электрод;
 6 – клеммы присоединения источника постоянного электрического тока;
 7 – штуцер вакуумирования и удаления продуктов дезактивации; 8 – внутренняя полость ячейки.

Раствор электролита, используемого при проведении процесса, поступает из резервуара в зону разряжения во внутренней полости ячейки, в которой установлен электрод из нержавеющей стали 12Х18Н10Т (в случае, если ячейка изготовлена из металла, электродом служит ее корпус). Вторым электродом является оборудование, подлежащее дезактивации. Края ячейки снабжены прокладкой из пористой резины для герметизации ее внутренней рабочей полости и электрической изоляции ее от дезактивируемого оборудования. Такая конструкция позволяет надёжно удерживать дезактивирующий раствор внутри полости и предотвращает его растекание в ходе дезактивации. Удаление продуктов дезактивации (травильный шлам, содержащий радионуклиды, газы, эмульгированные органические загрязнения) происходит с отработанным дезактивирующим раствором через вакуумирующий штуцер.

В качестве дезактивирующего раствора используется нейтральный раствор нитрата натрия или калия концентрацией 0,5–1 М. Указанный дезактивирующий раствор позволяет эффективно удалять радиоактивные загрязнения с поверхностей из углеродистой и нержавеющей стали, свинца, алюминия. Применение нейтрального раствора снижает требования к конструкционным материалам самой установки, улучшает санитарные условия работы персонала и позволяет реализовать замкнутый цикл по дезактивирующему раствору, что существенно снижает объём вторичных радиоактивных отходов. Замкнутый цикл по дезактивирующему раствору реализуется за счёт отделения значительной части радионуклидов с травильным шламом гидроксидов дезактивируемого металла. После механического отделения шлама на фильтре раствор вновь пригоден к использованию. Процесс отделения шлама и возврата дезактивирующего раствора в цикл происходит непрерывно в ходе работы комплекса.

Работа по замкнутому циклу происходит следующим образом. После создания необходимого разрежения в вакуумном ресивере с помощью насоса, на загрязнённый участок поверхности и, при открытии крана вакуумной линии, закрепляется на нём. Вакуумный насос работает в течение всего цикла дезактивации, причём, конструкция насоса должна быть рассчитана на откачку не только воздуха, но и смесей жидкость-газ (таким требованиям удовлетворяют промышленные перистальтические насосы, например, типа НП-25 или зарубежные аналоги). После открывания клапана подачи, дезактивирующий раствор самотёком (под действием атмосферного давления) поступает в рабочую полость ячейки. На дезактивируемую деталь и электрод установки подается напряжение от источника постоянного электрического тока. Отработанный дезактивирующий раствор вместе с травильным шламом и электролизными газами удаляется по вакуумной линии в ресивер, откуда тем же насосом прокачивается через механический фильтр и ионообменную колонку с сорбентом. Очищенный дезактивирующий раствор вновь поступает в расходный бак.

Дезактивацию проводят при напряжении между электродами 10-15 В и плотности электрического тока 10 А/дм². Дезактивируемая поверхность служит анодом. В некоторых случаях (склонность дезактивируемого металла к пассивации, наличие на поверхности толстых слоёв смазки или продуктов коррозии) целесообразно периодически реверсировать направление протекания электрического тока.

Описанный комплекс был испытан на различных реальных объектах: загрязнённых деталях установок переработки РАО, транспортных контейнеров, внутренних поверхностях деталей горячих камер и перчаточных боксов.

Во многих случаях мобильная электрохимическая установка показала высокую эффективность. Например, плоские поверхности из нержавеющей сталей (полки горячих камер) с начальным уровнем загрязнения 4–12 тыс. α-частиц/(см²×мин) удаётся очистить до уровней 3–10 α-частиц/(см²×мин) при плотности тока 10 А/дм² в реверсивном режиме за один цикл длительностью 545 мин. Необходимое время обработки зависит от начального состояния поверхности. Многократной обработкой одного и того же участка удаётся снизить загрязнённость поверхности до величины менее 1 α-частицы/(см²×мин). При этом объём вторичных РАО (частично обезвоженный шлам гидроксидов железа и никеля) составил в условиях эксперимента 0,005 л/дм².



Рис.2. Инструмент – ячейка с рабочей площадью 4 дм² и подсоединёнными технологическими линиями. На заднем плане участок листа из углеродистой стали, обработанный этой ячейкой



Рис. 3. Инструмент – ячейка площадью 2,9 дм² на двери перчаточного бокса (радиохимическая лаборатория ИФХАН) и участки двери, обработанные ячейкой



Рис. 4. Участок газохода установки сжигания РАО площадью 1 дм², очищенный от сажи и радионуклидов за 1 цикл длительностью 15 мин. Материал газохода – нержавеющая сталь 12Х18Н10Т

На конструкцию комплекса получены патенты [1, 2].

Список литературы

1. Пат. 2448380 Российская Федерация, МПК G21F 9/28. Установка для электрохимической дезактивации металлических поверхностей / Баринов А.С., Карлина О.К., Юрченко А.Ю., Николаев А.Н.; заявитель и патентообладатель ГУП МосНПО «Радон», № 2010142626/07; заявл. 19.10.2010; опубл. 20.04.2012.
2. Пат. 2453939 Российская Федерация, МПК G21F 9/28. Установка для электрохимической дезактивации металлических поверхностей / Баринов А.С., Карлина О.К., Юрченко А.Ю., Николаев А.Н.; заявитель и патентообладатель ГУП МосНПО «Радон», № 2011106385/07; заявл. 22.02.2011; опубл. 20.06.2012.

Studsvik's Advanced Innovations for Environmentally Safe and Efficient Waste Treatment Technologies for Decommissioning

Arthur S. DiGiovine, Bob Manseill, Per Lidar

Studsvik SE-611 82 Nykoping, Sweden

e-mail: arthur.digiovine@studsvik.com

Аннотация. *Many nuclear power plants, nuclear research facilities, fuel fabrication facilities and military complexes have large volumes of low-, intermediate-, and high-level waste, stored in some instances for decades. As many of these facilities are now being decommissioned there is a growing need to dispose of these wastes in an environmentally safe and cost-effective manner. The key drivers for Studsvik innovation developments in waste treatment has been safety and cost efficiency vs. traditional treatment methods. Studsvik's technologies result in significant volume reduction of the initial waste, thus significantly reducing the amount/cost of waste to be disposed of in a geological landfill. The technologies also minimize worker exposure and greatly reduce risk of contamination spread. These technologies are briefly presented here as well as the environmental safety and efficiency improvements.*

Ключевые слова: Low Level Waste Treatment, Intermediate Level Waste Treatment, High Level Waste Treatment, Large Component Metal Decontamination Treatment, Steam Generators Decontamination, Ion Exchange Resins Waste Treatment, Transuranic Waste Treatment, Nitrates and Organics Waste Treatment.

Передовые инновационные технологии Studsvik для экологически безопасного и эффективного обращения с радиоактивными отходами при выводе из эксплуатации

ДиДжиовини Артур, Мансейл Боб, Лидар Пэр

Компания Студсвик

e-mail: arthur.digiovine@studsvik.com

Abstract. *На многих АЭС, ядерных исследовательских установках, заводах по производству топлива и военных комплексов образуются большие объемы низко-, средне- и высокоактивных отходов, хранящихся в некоторых случаях десятилетиями. Поскольку многие из этих объектов в настоящее время выводятся из эксплуатации, растет потребность в переработке образующихся отходов экологически безопасным и экономически эффективным способом. Ключевыми отличительными особенностями инновационных разработок Studsvik в области обращения с РАО стали безопасность и экономическая эффективность по сравнению с традиционными методами переработки. Технологии Studsvik приводят к значительному сокращению объема исходных отходов, что значительно снижает количество/стоимость отходов, подлежащих захоронению в геологических формациях. Кроме того, эти технологии сводят к минимуму дозовые нагрузки на персонал и значительно снижают риск распространения радиоактивного загрязнения. В статье кратко представлены описанные технологии, а также улучшения экологической безопасности и эффективности.*

Keywords: переработка НАО, переработка САО, переработка ВАО, дезактивация крупногабаритных металлических радиоактивных отходов, дезактивация парогенераторов, переработка ионообменных смол, переработка отходов с содержанием трансураниевых элементов, переработка нитратов и органических отходов.

1. Waste treatment technologies

This article presents the three major technologies Studsvik has developed for the safe and efficient treatment of low-, intermediate-, and high-level waste from nuclear facilities. These technologies can be applied to the large variety of low and intermediate waste forms found in nuclear power plants, research facilities, weapons complex and fuel fabrication facilities.

2.1 inDRUM – Batch Volume Thermal Treatment

Studsvik's inDRUM process [1] is designed for small scale, localized (site-specific) application. inDRUM utilizes thermal decomposition and steam reforming to treat containerized bulk radioactive wastes by means of in-container (e.g., 200l drum) thermal treatment of wastes to breach sealed containers and remove the free liquids, organic materials, and reactive materials from the containers. The steam reforming results in an inert non-reactive, non-volatile carbon char. Applying steam to the carbon char results in further conversion into carbon monoxide and carbon dioxide along with the release of some hydrogen. In most applications, wastes are treated in the container in which the wastes were originally packaged, significantly reducing risk of worker exposure, chance of spill, and manpower savings, by:

1. Removal of free liquids
2. Destruction of organics
3. Deactivation of reactive and corrosive chemicals
4. Breaching of sealed containers
5. Minimize worker exposure

A sample of the types of wastes that can be treated using Studsvik's in DRUM system include (but not limited to):

Absorbent wipes	Dried paint chips	Ion exchange resins	Polythene
Aerosol cans	Dust/Ash	Latex shoe covers	PVC
Air filters	FeOOH	Masking tape	PVC suits
Al (OH)3	Filter cartridges	Metal	Rubber
Aluminum	Fluorescent powder	Mop heads	Rubber Hoses
Boots	Fly ash	Oil	Sand
Bottled liquids	Free liquids	Paper	Sealed cans
Calcium fluoride	Glassware	Paper towels	Sheet rock
Cellulose	Graphite	Plastic Bags	Sludge
Concrete	Hand tools	Plastic hose	Steel
Copper	HDPE	Plastic Sheeting	Wood

This technology can also be applied to problematic waste forms that there may not be any alternative method of treatment currently available. Problematic high-level legacy waste containing transuranics, nitrates, and organics, stored in drums for decades, have proven difficult to treat. Studsvik's in DRUM technology is a safe method to stabilize this highly volatile waste form [2].

2.2 Large Volume Thermal Treatment – FBSR

Studsvik has developed a large-scale treatment technology [3] using steam reforming technology and mineral additives that when applied to the original waste form can stabilize the waste, immobilizing radionuclides and leaving the resultant waste in a water-insoluble form. Volume reductions (initial waste volume/final volume) range from 5 to 10 for ion exchange resins to over 50 for DAW, thus greatly reducing the amount of waste/cost that must be sent to the geological/landfill.

With little to no pretreatment required, this robust technology can cost-effectively address a wide variety of problematic waste streams throughout the nuclear industry including liquids, solids, sludges, and gases, for example:

- Ion Exchange Resins
- Organic sludge, including oils and grease
- High organic waste streams

- High- and low-level nitrate wastes
- High sulfur wastes

Studsvik's FBSR also has several advantages versus traditional treatment methods such as grouting and vitrification as shown in Table 1.

Table 1.

Comparison of Studsvik's FBSR Technology vs. alternative Treatment Methods

Absorbent wipes	Dried paint chips	Ion exchange resins	Polythene
Leach resistant final product	YES	YES	YES
Monolithic final waste form	YES	YES	YES
Treatment of high organic/hazardous organic wastes	YES	No	No
Destruction of nitrates	YES	No	No
Retention of volatile radionuclides in solid product	YES	No	No
No dilution required for treatment of wastes containing metals	YES	No	No
Retention of halogens in solid product	YES	No	No
Significant Volume Reduction	YES	No	No

2.3 Large Component Metal Decontamination Treatment

Studsvik has designed, built, and operated a Metal Treatment facility in Sweden from 1987 until 2016, processing over 40 000 tons of contaminated metal waste during this period. Studsvik retains the intellectual property rights to provide this proven technology [4] outside of Sweden. The key attribute of this technology has resulted in over 90% volume reduction of the amount of contaminated metal left after treatment. This greatly reduces disposal cost of the waste in geological landfill.

The technology consists of the entire metal treatment facility including specialized equipment developed by Studsvik. A variety of components and types of metals ranging from piping and heaters, up to much larger contaminated components such as Steam Generators (SG) have been successfully treated [5]. The metals acceptable for processing using the technology includes Carbon Steel, Stainless Steel, Aluminum, Copper, Brass and Lead. The technology can also be deployed for specialized applications including sanitization of sensitive metal components, such as centrifuges. Table 2 presents a brief summary of the specialized equipment and reference applications.

Table 2.

Studsvik Metal Decontamination Treatment Equipment and Project Examples

Studsvik Designed Metal Treatment Equipment	Project Examples
<ul style="list-style-type: none"> • New Segmentation hall 400 m² • New metal melting hall and furnaces • Tube blasting • Band saw 2 m • Large component treatment hall 1000 m² • New band saw 4.5 m • New SG treatment cell • SG remote tube blasting • SG remote tube pulling 	<ul style="list-style-type: none"> • 300t LP-turbine, Ringhals NPP • 2x25t SG, Ågesta NPP • 240t Heat exchangers, Isar NPP • 70 t Heat exchangers Würgassen NPP • 4x180 t Heat exchangers, Oskarshamn NPP • Fuel bottles (MEBs) BNFL Sellafield • 1000t LP-turbine, Forsmark NPP • 9x300t SG, Ringhals NPP • 4x160t SG, Stade NPP • 8x88t HXs, Olkiluoto NPP • 15x300t Boilers, UK

3. Conclusion

Studsvik offers alternative, innovative technologies for environmentally safe and cost-efficient solution to treating a wide range of low-, intermediate-, and high-level waste types. These technologies can be deployed from small scale (site

localized) to large scale central facilities. These technologies are readily available to treat waste from nuclear power plants, weapons production facilities, research centers or fuel fabrication facilities.

References

1. B. Manseill, S. Roesener, «Introduction to Studsvik's in DRUM Pyrolysis Technology», Studsvik Report, February 2019.
2. N. Mehta, «Viability of inDrum Treatment for Transuranic Wastes Containing Nitrates and Organics – 20406», WM2020 Conference, March 8 - 12, 2020, Phoenix, Arizona, USA
3. J.M. Hylko, «Fluidized Bed Steam Reforming Technology Reduces Volume of Radioactive Waste,» POWER magazine, Volume 168, No.,8, August 2018
4. P. Lidar, T. Vernersson, «Metal Treatment Facility for Treatment of LLW Scrap Metal and Components and Steam Generators,» Studsvik Report SC-19/002, February 2019.
5. G. Krause, B. Amcoff, J. Robinson, «Options for Steam Generator Decommissioning,» Proceedings PREDEC 2016, Lyon France, February 2016.

CIRES, an optimized route for radioactive waste produced by decommissioning of nuclear facilities

Jean-Michel Boniface*, with the courtesy of Andra's Direction of Industry and Operation

*ANDRA, 1 rue Jean-Monnet, 92298 Châtenay-Malabry Cedex, France

www.andra.fr

[e-mail: jean-michel.boniface@andra.fr](mailto:jean-michel.boniface@andra.fr)

Аннотация. Cires, the French repository for very low-level waste (VLLW) managed by Andra, has a fifteen-year history of enhancing design and operations of the disposal, responding to producers' needs by optimizing existing and providing new facilities. Its flexibility allows to adapt to changes in waste delivery flows, to dispose of larger waste volumes without using more space, to integrate new concepts and even envisage disposal capacity extension. The article traces the ever-evolving history of technical and operational optimization of this unique disposal facility situated in the Eastern France.

Ключевые слова: Cires, Andra, VLLW, RW disposal facilities, decommissioning, waste management, WAC.

Оптимизация схемы обращения с РАО, образующимися при выводе из эксплуатации в ПЗРО Cires

Бонифас Ж-М*

* Национальное агентство Франции по обращению с РАО «ANDRA»

www.andra.fr

[e-mail: jean-michel.boniface@andra.fr](mailto:jean-michel.boniface@andra.fr)

Abstract. Cires, французское хранилище очень низко активных отходов (ОНАО), управляемое компанией Andra, имеет пятнадцатилетнюю историю совершенствования проектирования и эксплуатации захоронения отходов, реагируя на потребности производителей отходов путем оптимизации существующих и предоставления новых объектов. Гибкий подход позволяет своевременно вносить изменения в обращение с потоками отходов, производить захоронения больших объемов отходов без использования большего пространства, интегрировать новые концепции и предусмотреть расширение мощностей по захоронению. В представлена эволюция технической и эксплуатационной оптимизации этого уникального объекта захоронения радиоактивных отходов.

Keywords: объект Cires, Андра, ОНАО, ПЗРО, вывод из эксплуатации, обращение с РАО, критерии приемлемости отходов.

Introduction

The French district of Aube is home of Cires, a one of its kind – destined to dispose of VLLW, a need created by the regulatory absence of the clearance level for waste produced in «potentially radioactive» zones.

Designed for 650 000 m³ of packaged waste, Cires is filling up rapidly – in just over 15 years of operation more than half of its capacity has already been consumed. Faced with increased flow of deliveries, the operators quickly identified several technical optimization opportunities in order to sustain direct disposal approach and to manage disposal space in an intelligent manner. It is considered a rare resource in France.

In addition to integration of design and waste handling modifications, Cires has to face another challenge – indeed, the forecasted disposal inventory of the VLLW is twice the facility's current capacity. Andra's work on technical options regarding the future of the facility and potential solutions for the management of the entire volume expected to be generated, mostly by decommissioning and dismantling of nuclear facilities, is also presented in this paper.

This search for future solutions corresponds perfectly to Andra's image of flexible and adaptable disposal operator, striving for optimization and innovation, without fearing changes or being stuck in rigid technical prescriptions.

Background

According to the French regulation, every French nuclear facility must establish a waste zoning of the buildings with the view to segregate any sector where contamination or activation risk potentially exists (nuclear waste zone) from all other sectors (conventional waste zone).

Due to the absence of a clearance level, all equipment, components and structural elements needing to be evacuated during operation and at dismantling from these nuclear waste zones, can't be released without an institutional control for their long-term management. Thus, an adapted, comprehensive and safe disposal route has been put in place to enable the nuclear sector and many other industries to isolate and eliminate these potentially radioactive waste. During the 1990's, the estimate waste volumes was reaching about 750,000 tons of VLLW and Andra decided to launch a specific disposal project, licensable for Environmental Protection, to accommodate these VLLW. The siting and design of the facility took place between 1997 and 2000 and Cires was commissioned in August 2003.

The dismantling schedule and resulting waste estimations have brought forth a number of issues, such as the necessity for more disposal volume and of waste conditioning optimization, to be considered in the course of the disposal life. Thus, Andra reassessed and modified certain operational and design characteristics, to be able to keep up with disposal demand and to benefit to the maximum of the allocated disposal space and volume.

The VLLW comes from operation and maintenance but primarily from decommissioning of nuclear facilities. Currently in France, 33 civil nuclear facilities are either shut down and/or in the process of decommissioning. Of the VLLW waste, the majority is inert, like soils and broken concrete, however some is also metallic bulk waste and soft like plastic waste. Twenty per cent of all the decommissioning and dismantling waste is radioactive, of which 70 per cent is VLLW.

Nonetheless, it becomes clear that Cires, with the design capacity of 650 000 m³ will not, as such, be sufficient to cover the disposal needs of the nuclear and non-nuclear industries in the long run. A number of studies are under way in order to address this issue, which will also be briefly described towards the final part of this article which concerns the future of this unique disposal facility.

Waste Cells Disposal Capacity Improvements

The design of the disposal cells is an optimal compromise between straightforward, flexible and safe, corresponding to the level of radioactivity of the waste to manage over the long-term and the objective of safe operation and closure, while striving to preserve the host environment. Each trench is dug in a thick clay layer and lined with a High Density Polyethylene (HDP) membrane and a layer of geotextile, to protect and first liner from mechanical damage caused by sharp angles of certain waste packages. The bottom of the trench is covered by the mixture of sand and gravel to facilitate drainage. A similar mixture of sand and gravel is used for backfill, between the package layers, and as fill prior to closing and sealing the loaded trench.

The waste is emplaced in a mounded configuration, which is then covered again by the geotextile and HDP liners, the latter sealed to the bottom liner, forming a water-resistant envelop. Successive structuring, isolating and draining layers are then installed over the top before the soil and vegetation layer is finally installed. The draining pipe, built up as the loading progresses, extends through the mound-shaped hill and facilitates monitoring of the closed trench. The first Cires trenches measured 80 m in length and could hold up to 10 000 m³ of VLLW.

Years of disposal activities saw operators becoming more familiar with the clay host layer. A specific study of its characteristics demonstrated the possibility to envisage certain modifications of the trench design itself, as the engineers grew confident of being able to optimise the disposal capacity without altering the actual trench footprint.

In 2010 a new design was implemented allowing the new trenches to be deeper and steeper. The disposal capacity, again increased to 27 300 m³, a gain of another 17 percent of disposal capacity.

In 2016, the height of the dome was modified. This allowed for the final capacity of 29 600 m³ and in certain cells, the final disposed volume of 34 000 m³ can be reached for a single cell.

The delivery and disposal flow having stabilized around 27 000 m³, Cires fills approximately one trench every year. The modular operation principle means that at least one disposal trench is operational at any time, at least one is in the closure process and another one being constructed. Such ongoing construction and operation ensures the continuity of disposal services.

Currently Cires is well advanced in operating the second disposal stage which has the disposal capacity of 343 000 m³ of waste packages.

Dedicated Large-size Waste Cell

Initially, large-size waste, often non-packaged bulky pieces coming from dismantling of nuclear facilities, was to be disposed alongside standard packages, like big bags, drums, cubic metallic boxes, etc. Each time non-standard package is to be disposed of, before scheduling its arrival, a feasibility study concerning its acceptance handling and disposal is carried out in cooperation with the concerned waste producer.

For instance, steam generators was to be disposed of in Cires. This experience of disposing of such non-standard waste showed that each time a dedicated acceptance and disposal study was required to be completed prior to disposal, and the operation itself represented a significant logistical effort in terms of preparation, equipment, and workload.

Therefore, Andra created a specific disposal cell dedicated exclusively for large-size waste. It would allow direct disposal and the necessary equipment would be available. The availability of large-size waste disposal capacity meant better alignment with dismantling schedule of waste producers and more fluid waste delivery and disposal schedule.

In 2017, the construction of a 300-m long cell for large-size was commissioned, and in April 2018, ninety heat exchangers from the Chinon A nuclear reactor, each measuring 13 m in length and weighing 18 tons were disposed of. In summer 2019, four obsolete spent fuel transport casks of 6 m by 2,5 m, and of 90 tons each, transported by rail from SF Orano reprocessing plant La Hague in La Manche.

This large-size disposal cell has allowed increasing the disposal capacity of the entire repository without changing its actual footprint.

Waste compactness and density

Improvements in waste compacting and other waste disposition planning can also be used to increase disposal capacity. In the first few years of Cires operations, several improvements based on operator experience were implemented including the industrial chain of receipt, package arrangement, and disposal, and emplacement of backfill.

With the increased waste compactness during disposal and with a special attention paid to the axle load of the transfer vehicle and handling equipment, the formulation of the sand-gravel backfill used in the void space was modified to reduce its thickness between two layers of waste packages. Compacting and improving the void space backfill allowed Cires to progressively reach a disposal density close to the one originally defined at the design stage of the repository.

During initial operations, waste generators paid fees for waste disposal based on weight, however over time, it was recognized that volume was much more important in planning for disposal. A shift in the contracts to focus on fees being based on volume had a positive effect on the waste package density as producers strove to dispose of more waste per cubic meter, where the nature of the waste allowed it.

The waste acceptance criteria (WAC) are regularly reviewed and updated when regulatory requirements, operational experience feedback, or optimisation possibilities render it necessary.

Still, despite the combined efforts of both Cires operator and waste producers, the density of the disposed waste packages is 20 to 30 percent less than the forecasted values, in tons/m³. Andra and its waste generators continue the work, to increase the density at the generator sites, to optimise the existing compaction equipment at Cires, or potentially commissioning new facilities to achieve the target.

Conclusion

This article, describing how the French disposal facility for very low-level waste evolved over the years, demonstrates the adaptable approach that Andra succeeded in implementing as the guiding force in the repository management. Taking stock from its own construction, handling, operating and disposal experience, the Agency was able to optimize – by increasing both available disposal volume and waste disposal and waste package densities; to provide much-needed flexibility – by accepting large-size waste and even creating a dedicated trench available all-year round; to innovate – by upgrading outdated mobile shelters to custom-made in-house designed, thus adapting the disposal facility and its operation to the producers' needs.

All this has contributed to the important objective to anticipate the challenge of managing the amount of the very low-level waste to be produced in the future which exceeds by far the maximum current capacity of Cires.

Finnish experiences in securing nuclear and radiation hazardous facilities during exceptional situations: case 2005 flooding at the gulf of Finland

Dr Timo Hellenberg

Hellenberg International Ltd

e-mail: office@hellenberg.org

Аннотация. *The objective of this presentation is to introduce some practical achievements and guidelines in the field of nuclear and radiation hazardous facilities. The focus is on Finnish government mechanisms in securing nuclear and radiation hazardous facilities during exceptional situations, case Flash Flooding in January 2005 at the Gulf of Finland. Furthermore, crisis coordination is outlined in the context of flash flooding of January 2005 at the Gulf of Finland, having particular emphasis on securing nuclear and radiation hazardous facilities at the Loviisa Nuclear Power Plant. Finally, a worst-case scenario is presented following hypothetical weather conditions based on the combination of bad weather and technical failures.*

Ключевые слова: Crisis management, European Union, Radiation and Nuclear safety.

Опыт Финляндии в обеспечении безопасности ядерных и радиационно-опасных объектов в исключительных ситуациях: случай наводнения 2005 года в Финском заливе

Тимо Хелленберг

Корпорация Хелленберг

e-mail: office@hellenberg.org

Abstract. *Цель работы – познакомить с некоторыми практическими достижениями и руководящими принципами в области ядерных и радиационно-опасных объектов. Основное внимание уделяется механизмам Правительства Финляндии по обеспечению безопасности ядерных и радиационно-опасных объектов в исключительных ситуациях, таких как внезапное наводнение в январе 2005 г. в Финском заливе. Далее, изложена кризисная координация в контексте внезапного наводнения в январе 2005 г. в Финском заливе с привлечением особого внимания обеспечению безопасности ядерных и радиационно-опасных объектов на АЭС Ловииса. В заключение, представлен наихудший сценарий развития событий вследствие гипотетических погодных условий, на основе сочетания неблагоприятных погодных условий и технических сбоев.*

Keywords: антикризисное управление, Европейский Союз, радиационная безопасность, механизмы раннего предупреждения.

1. Case flooding at the gulf of Finland January 2005 – nuclear safety

The Finnish Institute for Marine Research (FIMR) received weather forecasts on 07 January 2005 showing that a strong winter storm was approaching Southern Finland. Operational wave and sea level model forecasts were checked by the FIMR staff, and they were told that something unusual may happen at sea. The comparative analysis of both Finnish and foreign models were conducted. The FIMR began to analyse the situation as model results differed considerably from each other. For example, for Helsinki the highest model forecast was +240 cm and the lowest +95 cm.

A forecast for the sea level in the Gulf of Finland was made based on model results and an assessment of the situation. The man-made forecast stated that the sea level might rise by up to +150 cm in Helsinki where the previous record was +136 cm. Furthermore, the forecast stated that the duration of the flood would be unusually long, lasting for several hours and including two peaks.

Late on Friday afternoon (7th January) a severe weather outlook was issued for emergency authorities. A storm with winds of 25 m/s was forecasted for Saturday-Sunday night for southern and southwestern Finnish sea areas, and high winds for land areas. Waves could reach heights of up to 8 meters and there was a significant sea level rise in the Gulf of Finland by the evening of 08 January.

The sea level forecasting system used includes several models with different input data being automatically run four times a day. Observations and model results are saved on a database and foreign model results can be easily used for comparisons within the Baltic Operational Oceanographic System BOOS.

Following the first early warning signals from the FIMR to the Ministry of Interior, the situation awareness of the Finnish emergency management agencies started to build on various assessments and predictions from the FMI's and the FIMR's forecast machinery.

The Finnish flood response system generated its operational preparedness after the Rescue Service Unit (RSU) of the Ministry of the Interior received early warning about the rising sea level and oncoming storm from the FIMR and the FMI on the afternoon of 07 January.

Because this flood warning affected several rescue departments, the information was first passed to the State Province Offices of Western and Southern Finland that further contacted the rescue departments on the affected areas and passed the information further. After going to the rescue departments, the information was passed to the Finnish Environment Institute and Ministry of Agriculture and Forestry as well as to the Government situation centre. The Government Situation Centre informed ministers about the events.

On Saturday 08 January, the Rescue Service Unit of the Ministry of Interior decided that a meeting of the (emergency) preparedness leaders would be held at 9 pm. The meeting took place between the preparedness leaders from the essential governmental agencies as well as experts from the FMI and the FIMR to give the most accurate forecasts of the storm. Representatives of the Coast Guard and the Police on call were also present.

In St Petersburg, Russia, the Emergency Ministry EMERCOM did not expect the storm to accelerate, but warned of strong winds. The water level in the river Neva was expected to rise 1.6 – 1.8 meters above average during Sunday morning and for that reason the rescue services were on full evacuation alert, which would be materialized if the flood would be 2.0 m above the normal water level. In Kaliningrad there was a warning of wind gusts of 28 m/s and small ships were urged to come ashore. The Road E18 was closed to traffic during Sunday afternoon in Viipuri, and Vaalimaa frontier stations were closed. Water rose over the E18 from Vaalimaa to Viipuri. In St Petersburg, the river Neva was 2.4 m above average. According to the authorities, large-scale damage was avoided. Six metro stations were closed because of the flood risk. In Kaliningrad the storm wind caused much damage to roofs and power lines.

1.1 Nuclear Power Plant

The nuclear power plant in Loviisa announced to the Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK) that it was on alert because of the sea level rise. At 09:00 on 08 January it gave the same announcement to the Rescue Service Unit of the Ministry of Interior. In the morning the sea level was 171 cm above normal and the Energy Company Fortum was preparing to close down the power plant if the sea level continued to rise. A 2m rise is the critical point after which the power plant needs to be secured and closed. Fortunately, the sea level started to drop on the afternoon of Sunday 09 January. The situation was monitored closely by STUK and the staff of the nuclear power plant.

Closing down the nuclear power plant would have affected the distribution of electricity. There was a representative of STUK based in Loviisa and the STUK was prepared to establish a command centre there. STUK was responsible for

communications, as is stated in the communications plan. The Rescue Service Unit of the Ministry of Interior informed the State Province Office of Southern Finland about the situation. The situation was also briefed to the Minister of the Interior, Kari Rajamäki, State Secretary Risto Volanen and to other key officials. The alert in Loviisa was later cancelled (14:31).

During Sunday 09 January STUK was in contact on several occasions with the nuclear power plant in Sosnovyi Bor, in Russia. The nuclear power plant increased its preparedness for closing the power plant down if the rising sea level were to risk its safe functioning. According to information received from the Russian authorities, the sea level rise was estimated to be 240 cm above the average. This was still significantly under the risk limit of 325 cm in Sosnovyi Bor. Since then, safety cooperation between the STUK and the Sosnovyi Bor has focused on building an estimation system for water level in Sosnovyi Bor that is linked to the Finnish forecasting network.

Loviisa nuclear power plant monitored the rise in sea level and was about to start to prepare to shut down the reactor. According to the security code of conduct, preparation is started if the sea level rises over 1.75 metres. At worst, it was at 1.73 m – only 2 centimetres off the threshold. Loviisa nuclear power plant informed Finnish Radiation and Nuclear Authority STUK first on the morning of 09 December. At 04:35 the sea level was +1.4 m, and this was considered to be an «unusual situation». At 07:39, the sea level was at +1.6 m, which was already a reason for preparations to run down the reactor. Later, a representative of STUK said that + 3.0 metres is a level, when actual damage could occur, but +1.75 meters is considered to be a hazard scenario and leads to running down the nuclear reactor.

2. Worst case scenario

Preventive civil protection measures are aimed at maintaining the operation of societal services and preventing the situation getting worse resulting in an uncontrollable disaster. In Europe we have built generally well-functioning systems for prevention and mitigation of natural and man-made disasters if they occur on a specific geographical and functional area, e.g. fire-fighting in the Finnish conditions. Focus has usually been directed towards known circumstances that can cause a disaster as well as prevent emergency services from providing assistance to the event. Significant problems can occur if we have a surprising situation with multifaceted conditions and accumulative effects of disasters on the technical and societal infrastructure.

2.1 Simulated Scenario

In order to test the resilience of societal infrastructure in extreme weather conditions, a scenario was created and evaluated specifically concerning the Loviisa nuclear plant in Southern Finland. It was not exactly based on the facts of how nuclear safety protocols in Loviisa are actually organised and handled, but it is rather a general model of the threats and problems in keeping safety and security of technical infrastructure effective also in severe weather conditions. It was concluded during a study that this type of scenario served well as a testing means for civil protection arrangements.

An extreme weather event resulting which damaged communications over a period of one week was simulated. In the simulation, the first weather forecasts were issued as follows: a few hours of heavy wind and rain, which was turning to a wet snow, causing severe damage to the environment, especially to the electricity transmission lines, communication infrastructure and roads. Then, the following day the wind direction changed from south-west to north-east. Within a couple of hours, the temperature fell much below zero.

The consequences for the rescue services and infrastructure were fatal: From the very beginning the implementation of the preventive measures and rescue operations would be in great trouble, impaired by lacking communication and information, unable to gain physical access to locations potentially endangered. For the regional rescue services and leadership of the crisis management help of a different kind would be needed soon. Caused by the cumulative effects of bad weather conditions and the failures in the technical infrastructure the nuclear safety measures could not prevent leakage of radiation which turned towards the south. In this phase the disaster should also concern neighbouring countries incl. Russia and demand crisis management measures by the European Union.

To allow a more realistic outcome the weather situation used was simulated based on a winter storm in the Northern Baltic Sea. The storms from 26th to 29th of December particularly affected Southern Finland: the electricity grid was disabled in many areas for several days. It resulted in communication problems for cell-phones. Floods occurred simultaneously with low severity frost. It was therefore very important that the most dangerous storm area (gusts circa 35-40 m/s) remained in sea areas west of Finland. Still, there was a real possibility that the storm could affect the Finnish mainland with heavy gusts. Also, the temperature remained rather warm some days after the storm.

2.1.1 The scenario: a combination of bad weather and technical failures

For the worst-case scenario the following hypothetical weather conditions were chosen:

- Timing: 10 January. Extreme winter storm in Finland caused by an extended low-pressure area in the Baltic Sea area. The route of the low-pressure area is from Denmark towards the Kola Peninsula.
- In southern Finland and in the northern parts of the Gulf of Finland the wind is first south westerly but turns to blow from the west.
- Wind speed exceeds the design basis of the main power transmission lines (> 39 m/s in three-second gusts).
- High ($> +2$ m) sea water level in the Gulf of Finland.
- Heavy snow falls (i.e. wet snow, precipitation > 100 mm/day in water).
- Temperature around zero.
- Just after the storm there is no ice in the Gulf of Finland.



Figure: Low pressure area with strong storm nears Finland from the southern Baltic Sea. The storm in Finland lasts about one day.

During the following days the wind direction turned to the north, and the temperature began to drop below zero, to -20 degrees Celsius. The high-pressure air with frost and weak wind lasted some two weeks in Finland. Sea ice rapidly formed because of decreasing air temperatures.

The initial storm from the Baltic Sea caused electrical blackouts in southern Finland and also extensive blockage of roads. The National transmission power grid was damaged in many places. Bad weather conditions over several days made the rescue operations difficult. In the coastal forest areas cell phones were mostly out of service and many roads were blocked. Loss of heating capacity of dwellings and other buildings demanded rapid measures to be taken by the local administration and rescue services. There was also dispersion of oil releases in the sea. A minor release occurred due to the fire at the Porvoo oil refinery and a major one was caused by the collision of an oil tanker and a cargo ship some 30 km from the Loviisa nuclear power plant.

At Loviisa nuclear power plant a long-term loss of off-site power took place. The fuel was damaged in one of the units after four days of the loss of external power. Radioactive material was released (one day's release) into the sea and to outdoor air soon after the fuel degradation. Radioactive materials firstly moved in the air towards Russia and eastern Estonia (Itä-Virumaa) and later on towards the southern Baltic Sea Region. The amount of the released material into the air and its radionuclide composition was approximately the same as in the Fukushima accident. The concentrations of radioactive materials in the sea water are approximately the same as reported in the Fukushima accident.

The underlying idea of the reference scenario above is that the threat is evolving from minor incidents into a major disaster. The situation lasted over an extended time-period, some two weeks, leading to escalating difficulties. The effects were not only limited to Finland, but extended to other Baltic Sea Region countries as well. The scenario disaster affected the whole Baltic Sea region.

That reference (worst-case) scenario is based on extreme but realistic weather conditions, which are possible but not necessarily very likely. The scenario will provide for a circumstantial framework and particular conditions causing incidents and accidents on land and sea that will be followed by the nuclear reactor incident releasing radioactive substances into the environment.

The scenario sets a list of conditions which can occur – if not exactly this way – and on that basis it is possible to feature the premises for crisis management assignments and rescue services in surprising and multifaceted situations which demand comprehensive cooperation both nationally and in the regional framework. It is only an example of many combinations of disasters following from extreme weather conditions and breakdowns of critical infrastructure.

Авторы

А

Александров В.В.	23
Акатов А.А.	46
Аминжанов М.	10
Аракелян А.А.	100
Ашрапов У.Т.	10, 16

Б

Баринов А.С.	141
Барышев А.В.	23
Бендасов Д.И.	137
Бонифас Ж-М	149
Будунова А.С.	62

В

Варлаков А.П.	66, 93
Варлакова Г.А.	66, 93
Васидов А.	16
Ведерникова М.В.	27
Вербицкий К.В.	137
Власова И.Э.	108

Г

Германов А.В.	66, 93
Горбачева Н.В.	31
Гордеев В.П.	120
Гордеев С.К.	36
Григорьев Ф.В.	100

Д

Давыдов В.В.	120
Данилов В.В.	42
Дерябина Л.А.	23
ДиДжиовини Артур	145
Джаматов А.А.	23
Доильницын В.А.	46

Е

Ейбогина А.А.	133
---------------	-----

Ж

Жемжуров М.Л.	77
Жеребцов А.А.	66

З

Зарубо А.М.	124
-------------	-----

И

Иванов А.Ю.	62
Ильин В.А.	51
Ильина О.А.	58
Ильясов Д.Ф.	62

К

Калмыков С.Н.	66, 108, 115
Каптаков В.О.	85
Капустин В.В.	66
Князев И.А.	69
Козлов П.В.	137
Кокорев О.Н.	74
Коновалов В.Ю.	23
Коренькова О.Б.	124
Коряковский Ю.С.	46
Крупская В.В.	115, 129
Кузнецова Е.О.	62
Кузьмина Н.Д.	77

Л

Лехов В.А.	115
Лидар Пэр	145

М

Магомедбеков Э.П.	81
Маликов Ш.Р.	10, 16
Мамонов А.В.	120
Мансейл Боб	145
Мартынов Д.Ю.	89
Матвеев А.Н.	133
Маряхин М.А.	93
Мелентьев А.Б.	137
Милютин В.В.	85
Миндерлен Э.Р.	16
Муратов О.Э.	96

Н

Нагула П.К.	124
Некрасова Н.А.	85
Нестеров В.П.	10
Неуважаев Г.Д.	100
Нешта И.Н.	23
Николаев А.Н.	141
Носков М.Д.	74

О

Овчинников И.Д.	62
Осташкина Е.Е.	104

П

Поникаровских Д.В.	133
Пташкин А.Г.	36
Петров В.Г.	66

Р

Радкевич А.В.	124
Разживин С.Г.	120
Растунова И.Л.	81
Ремизов М.Б.	137
Ржевская А.В.	108
Романчук А.Ю.	108, 115

С

Савкин А.Е.	104, 111
Садилов И.И.	10, 146
Самойлов А.А.	27
Светличный Ю.А.	36
Семенкова А.С.	115
Серебряков В.В.	120
Сластенников Ю.Т.	104
Стрижников О.А.	89
Суменко А.В.	104

Т

Тимо Хелленберг	155
Торопова В.В.	124
Тюпина Е.А.	129

Ф

Фролова Т.Н.	133
--------------	-----

Ц

Цейтин К.Ф.	36
-------------	----

Ч

Чистовский Ю.В.	36
-----------------	----

Ш

Шайдуллин С.М.	137
Шпиньков В.И.	27

Щ

Щипков А.А.	74
-------------	----

Ю

Юрченко А.Ю.	141
--------------	-----

Authors

A

Akatov A.A.	46
Alexandrov V.V.	23
Aminzhanov M.	10
Arakelyan A.A.	100
Ashrapov U.T.	10, 16

B

Barinov A.S.	141
Barishev A.V.	23
Bendasov D.I.	137
Boniface J-M	149
Budunova A.S.	62

C

Chistovsky Y.V.	36, 120
-----------------	---------

D

Davydov V.V.	120
Danilov V.V.	42
Deryabina L.A.	23
DiGiovine A.S.	145
Doilnitsyn V.A.	46
Dzhamavov A.A.	23

E

Eybogina A.A.	133
---------------	-----

F

Frolova T.N.	133
--------------	-----

G

Germanov A.V.	66, 93
Gorbacheva N.V.	31
Gordeev S.K.	36
Gordeev V.P.	120
Grigorev F.V.	100

H

Helenberg T.	153
--------------	-----

I

Ilina O.A.	58
Ilyasov D.F.	62
Ilyin V.A.	51
Ivanov A.Yu.	62

K

Kalmykov S.N.	66, 108, 115
Kaptakov V.O.	85
Kapustin V.V.	66
Knyazev Ig.A.	69
Kokorev O.N.	74
Konovalov V.Y.	23
Korenkova O.B.	124
Koryakovskiy Yu.S.	46
Kozlov P.V.	137
Krupskaya V.V.	115, 129
Kuzmina N.D.	62
Kuznetsova E.O.	62

L

Lekhov V.A.	115
Lidar P.	145

M

MalikovSh.R.	10, 16
MartynovD.Yu.	89
Magomedbekov E.P.	81
Mamonov A.V.	120
Manseil B	145
Matveev A.N.	133
Mariakhin M.A.	93
Melentyev A.B.	137
Milyutin V.V.	85
Minderlen E.R.	16
Muratov O.E.	96

N

Nagula P.K.	124
Nekrasova N.A.	85
Neshta I.N.	23
Nesterov V.P.	10
Neuvazhaev G.D.	100
Nikolaev A.N.	141
Noskov N.D.	74

P

Petrov V.G	66
Ponikarovskih D.V.	133
Ptashkin A.G.	36

O

Ostashkina E.E.	104
Ovchinnikov I.D.	62

R

Radkevich A.V.	124
Rastunova I.L.	81
Razzhivin S.G.	120
Remizov M.B.	137
Romanchuk A.Yu.	108, 115
Rzhevskaya A.V.	108

S

Sadikov I.I.	10, 16
Samoylov A.A.	27
Savkin A.E.	104, 111
Semenkova A.S.	115
Serebryakov V.V.	120
Shaidullin S.M.	137
Shchipkov A.A.	74
Shpinkov V.I.	27
SlastennikovYu.T.	104
Strijnikov O.A.	89
Sumenko A.V.	104
Svetlichny Y.A.	36

T

Toropova V.V	124
Tseytin K.F.	36
Tyupina E.A.	129

V

Varlakov A.P.	66, 93
Varlakova G.A.	66, 93
Vasidov A.	16
Vedernikova M.V.	27
Verbitsky K.V.	137
Vlasova I.E.	108

Y

YurchenkoA.Yu	141
---------------	-----

Z

Zarubo A.M.	124
Zhemzhurov M.L.	77
Zherebtsov A.A.	66



РАДОН
РОСАТОМ

Печать цифровая. Формат 60*90/8.
Бумага мелованная.
Заказ № 2008-2506. Тираж: 70 экз.
Подписано в печать 27.08.2020 г.

Отпечатано в типографии «Полиграф»
ИП Антропова Н.А.

Московская обл., г. Сергиев Посад, пр. Красной Армии, д. 12
тел.: 8 (496) 549-21-89, 8 (499) 391-88-32
www.polygraf-sp.ru, e-mail: 92189@mail.ru

Digital printing. Format 60*90/8.
Coated paper.
Order no. 2008-2506. Circulation: 70 copies.
Signed to print: August, 27, 2020

Printed by Polygraf
Private entrepreneur Antropova N.A.

12 Krasnoy Army Ave., Sergiev Posad, Moscow region
tel.: 8 (496) 549-21-89, 8 (499) 391-88-32
www.polygraf-sp.ru, e-mail: 92189@mail.ru



РАДОН
РОСАТОМ

Делаем мир чище и безопаснее

МОСКОВСКИЙ ОФИС

119121, Москва, 7-й Ростовский переулок, д. 2/14
тел. +7 (495) 545-57-67

НПК

141335, Сергиево-Посадский район, Московская область
тел. +7 (495) 545-57-65
факс +7 (49654) 9-52-01

info@radon.ru
www.radon.ru