

- Казахстан. Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://adilet.zan.kz/rus/docs/V1700015005> (дата обращения 06.08.2024).
11. **Приказ** министра энергетики Республики Казахстан от 08.02.2016 № 39 «Об утверждении правил организации сбора, хранения и захоронения радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива» [Электронный ресурс]. Сайт Информационно-правовой системы нормативных правовых актов Республики Казахстан. Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://adilet.zan.kz/rus/docs/V1600013537> (дата обращения 06.08.2024).
 12. **Приказ** министра энергетики Республики Казахстан от 16.06.2021 № 200 «Об установлении нормативов на радиоактивные отходы» [Электронный ресурс]. Сайт Информационно-правовой системы нормативных правовых актов Республики Казахстан. Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://adilet.zan.kz/rus/docs/V2100023123> (дата обращения 06.08.2024).
 13. **Закон** Республики Казахстан от 05.07.2023 № 16-VIII «О Семипалатинской зоне ядерной безопасности» [Электронный ресурс]. Сайт Информационно-правовой системы нормативных правовых актов Республики Казахстан. Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://adilet.zan.kz/rus/docs/Z2300000016> (дата обращения 06.08.2024).
 14. **Classification of Radioactive Waste**. GSG-1. Vienna, Austria: IAEA, 2020, 68 p.
 15. **Асмолов В.Г., Барчуков В.Г., Иванов Е.А., Кочетков О.А.** Очень низкоактивные отходы в системе обращения с радиоактивными отходами [Электронный ресурс]. Научно-деловой портал «Атомная энергия 2.0». Режим доступа: в свободном доступе. URL: <https://www.atomic-energy.ru/SMI/2014/11/22/53160> (дата обращения 06.08.2024).
 16. **Иванов Е.А., Шаров Д.А., Курындин А.В.** Актуальные проблемы классификации удаляемых твердых радиоактивных отходов, образующихся при использовании атомной энергии. — Ядерная и радиационная безопасность, 2018, № 2 (88), с. 11—24.
 17. **Жемжуров М.Л.** Техническая концепция захоронения очень низкоактивных, низкоактивных и короткоживущих среднеактивных радиоактивных отходов Белорусской АЭС. — Известия Национальной академии наук Беларуси. Сер. физико-технических наук, 2022, т. 67, № 1, с. 105—118.

Поступила в Редакцию 28.06.24

УДК 621.181.6

ИННОВАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ИММОБИЛИЗАЦИИ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПЕРВЫХ КОНТУРОВ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ И ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Легких К.Г., Смыков В.Б. (АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск)

e-mail: kglegkikh@ippe.ru

Развитие реакторов на быстрых нейтронах является необходимым условием для перехода к замкнутому топливному циклу. На сегодняшний день Россия сохраняет технологический приоритет в разработке реакторов на быстрых нейтронах и их эксплуатации. Данный аспект позволяет использовать энергетический потенциал ядерного топлива, в том числе отработавшего. Успешно эксплуатируются атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах, охлаждаемые щелочным жидкометаллическим теплоносителем. Безаварийный опыт эксплуатации реактора БН-600 в течение более 40 лет указывает на устойчивое развитие и надежность реакторных установок данного типа [1]. Однако еще на стадии проектирования необходимо предусмотреть меры по обеспечению вывода из эксплуатации ядерных установок и пунктов хра-

нения отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов в соответствии с нормативными правовыми актами Российской Федерации [2]. Концепция вывода из эксплуатации блока атомной электростанции поддерживается в актуальном состоянии, учитываются изменения требований законодательства в области использования атомной энергии, полученный опыт вывода из эксплуатации АЭС. Необходимо принимать во внимание и информацию о фактическом загрязнении радиоактивными веществами, техническом состоянии систем и оборудования реакторных установок, образовании и накоплении радиоактивных отходов, возможном загрязнении площадки АЭС, а также о выполненных работах по реконструкции и модернизации, влияющих на вывод из эксплуатации [3]. Следовательно, концепция вывода из эксплуатации

является неотъемлемой частью проекта атомной электростанции, обеспечивающей радиационную безопасность сооружаемого или эксплуатируемого объекта использования атомной энергии.

В России на стадии вывода из эксплуатации находится исследовательский реактор БР-10, готовится к остановке реактор БОР-60. В Казахстане ожидается вывода из эксплуатации реакторная установка БН-350, в Японии — реактор «Монджу», во Франции — реакторы «Рапсодия» и «Феникс». Поэтому разработка технологии вывода из эксплуатации БН-реакторов с щелочным жидкометаллическим теплоносителем не теряет актуальности, а методы переработки такого теплоносителя продолжают развиваться.

Состояние реактора БН-350. Проектная тепловая мощность этого опытно-промышленного реактора на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем составляла 1000 МВт. До сих пор не существует технологии переработки радиоактивных отходов и натрия первого контура щелочного жидкометаллического теплоносителя. По состоянию на март 2023 года накоплено более 600 м³ натрия первого контура удельной активностью более 10⁵ Бк/кг, 20 м³ эвтектического сплава натрия и калия, около 50 м³ натрия в 14 холодных ловушках оксидов, требующих перевода во взрывопожаробезопасное состояние. Помимо радиоактивных отходов, представленных отработавшим щелочным жидкометаллическим теплоносителем и его недренируемыми остатками во внутриреакторном оборудовании, накоплены высокосолевыми жидкие радиоактивные отходы, объем которых превышает 1000 м³. Учитывая, что из десяти емкостей-хранилищ таких отходов герметичными остаются только три, а жидких отходов при выводе из эксплуатации реактора БН-350 станет еще больше, первоочередной задачей становится разработка и внедрение технологии их переработки [4].

Способы переработки отработавшего щелочного жидкометаллического теплоносителя. Жидкие радиоактивные отходы БН-реакторов представлены в основном отработавшим щелочным жидкометаллическим теплоносителем, его остатками на поверхностях внутриреакторного

оборудования: баков хранения такого теплоносителя, холодных ловушек оксидов, насосов, циркуляционного контура и его элементов, а также жидкими отходами, неизбежно образующимися при переработке щелочного жидкометаллического теплоносителя, отмывке оборудования от его остатков. Основными радионуклидами, содержащимися в таком теплоносителе, являются натрий-22, стронций-90, цезий-137, реже (в основном в теплоносителе первых исследовательских реакторов) — плутоний с массовыми числами 238, 239 и 240. Натрий-22 имеет сравнительно небольшой период полураспада — 2,5 года, поэтому основной вклад в общую активность отработавшего теплоносителя вносит цезий-137, его удельная активность варьируется от 10⁵ до 10⁸ Бк/кг [5].

Французскими коллегами предложены способы иммобилизации отработавшего щелочного жидкометаллического теплоносителя, основанные на растворении металлического натрия в водных растворах щелочи (технология NOAH) [6] или карбоксилата / аминокарбоксилата при постоянном охлаждении [7]. Способом NOAH, включающим растворение натрия в 10%-й щелочи и последующий перевод полученных жидких радиоактивных отходов в цементный компаунд, проведена переработка отработавшего щелочного жидкометаллического теплоносителя первого и второго контуров реактора «Суперфеникс» (Франция). Всего было переработано 5520 т такого теплоносителя в 70 000 м³ цементного компаунда [6]. Аналогичный способ, основанный на взаимодействии щелочных металлов и их сплавов с водой при условиях, обеспечивающих безопасность процесса, предложен российскими исследователями Табровым А.А. и Дмитриевым В.В. [8]. Однако не все из перечисленных способов применимы для очистки реакторного оборудования от недренируемых остатков щелочного теплоносителя. Классическим подходом является обработка оборудования, содержащего недренируемые остатки щелочного теплоносителя, пароводяной смесью. Предлагались альтернативные растворители, как этиловый и пропиловый спирты, гликоли, бутилцеллозольв и др., но от них было решено отказаться

из-за неизбежного выделения взрывоопасного водорода при реакции со щелочными металлами [5, 9].

Немаловажным недостатком водных способов переработки щелочного жидкометаллического теплоносителя является значительное увеличение объемов радиоактивных отходов из-за перевода щелочного металла в раствор, т. е. получение высокосолевых жидких радиоактивных отходов. В зависимости от их активности определяют метод отверждения. Зачастую предпочтение отдается методу цементирования. Степень включения жидких отходов в цементный компаунд не превышает 20%, что приводит к еще большему увеличению объема радиоактивных отходов [10].

Таким образом, основные требования к способу переработки щелочного жидкометаллического теплоносителя следующие:

безопасность процесса, обусловленная минимальным выделением водорода;

минимальное увеличение объема конечного продукта, пригодного к длительному хранению;

доступность компонентов (реагирующих веществ);

технологическая реализуемость.

Твердофазное окисление щелочного жидкометаллического теплоносителя. В 1999 году было принято решение о переработке щелочного жидкометаллического теплоносителя исследовательского реактора БР-10 способом твердофазного окисления натрия и сплава натрия и калия гранулированным шлаком медеплавильного производства Карабашского медеплавильного завода (Челябинская область). Твердофазное окисление происходит с помощью экзотермического взаимодействия щелочного металла с основными компонентами шлака медеплавильного производства. Данный шлак представляет собой гранулированное аморфное тело. Приблизительная схема прохождения экзотермической реакции шлака с натрием выглядит следующим образом [5]: $38\text{Na} + [(\text{FeO})_{20} \cdot (\text{Fe}_2\text{O}_3) \cdot (\text{SiO}_2)_{24} \cdot (\text{CaO})_{12} \cdot (\text{Al}_2\text{O}_3) \cdot (\text{ZnO})] = [19\text{Na}_2\text{O} \cdot \text{SiO}_2] + 17\text{Fe} + 5\text{FeO} + \text{Zn} + 5\text{SiO}_2 + [(\text{CaO})_{12} \cdot (\text{Al}_2\text{O}_3)_2] + Q$ (3 МДж/кг Na).

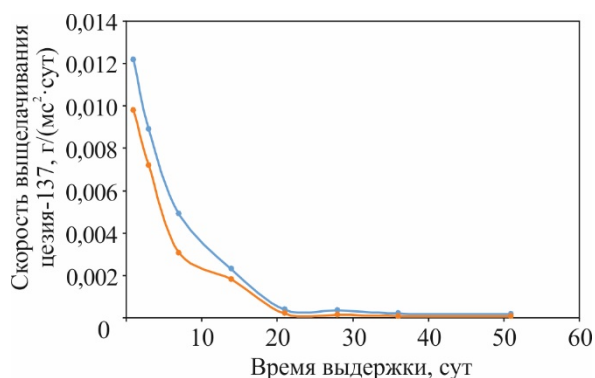
Температура процесса достигает 1150—1250 °С, в результате продукт взаимодействия переходит в расплавленное состояние и после охлаждения образуется твердый минералоподобный камень — шлакоподобный компаунд [11]. Время протекания этой реакции составляет 10—15 мин [12].

На сегодняшний день в шлакоподобный компаунд переработаны щелочные жидкометаллические теплоносители реактора БР-10: второго контура из двух сливных баков и двух холодных ловушек оксидов — более 4 м³; первого контура из шестнадцати холодных ловушек оксидов — более 4 м³, а также сплав калия и натрия массовой долей 5 и 95% соответственно с незначительной примесью ртути (0,02%) — более 4 м³. Установлено, что удельная активность отвержденного продукта в шесть раз ниже, чем удельная активность исходного натрия [1, 13].

Технологическая реализация твердофазного окисления заключается в конструкции установок «Минерал». Она включает в себя реакционную емкость и защитный кожух, что исключает выход расплава в помещение. Испытания твердофазного окисления на радиоактивном натрии показали отсутствие выхода цезия-137 из продукта в защитный газ (аргон). Массовая доля водорода в защитном газе не превышала 1% на стендах «Минерал» с минимальным объемом перерабатываемого щелочного металла и составила 0,04% для опытно-демонстрационного образца установки разовой производительностью 100—150 л. Конструкция установок достаточно проста и полностью автоматизирована, что делает их эксплуатацию простой и безопасной [13].

Основные параметры соответствия компаунда для дальнейшего захоронения — механическая прочность и скорость выщелачивания цезия-137 [14]. Определение скорости выщелачивания радионуклидов из радиоактивных отходов выполнено с учетом требований [15]. Для этого было отобрано пять образцов продукта твердофазного окисления щелочного жидкометаллического теплоносителя. Их удельная активность составила $8 \cdot 10^7$ Бк/кг. Для сравнения

полученных данных был переработан образец радиоактивного натрия растворением в 10%-й щелочи с последующим включением в цементную матрицу (степень включения 20%). Удельная активность образца по цезию-137 составила 10^5 Бк/кг. Усредненная кинетика выщелачивания двумя способами: твердофазным окислением и технологией NOAH, отражена на рисунке. В соответствии с требованиями [16] к захоронению в бетонные могильники допускаются отвержденные радиоактивные отходы, скорость выщелачивания которых ниже 10^{-3} г/(см²·сут). Скорость выщелачивания цезия-137 всех испытанных образцов не превышает установленную норму.

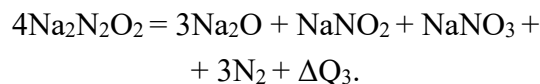
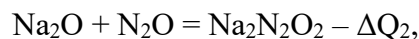
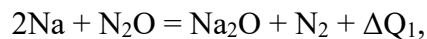


Кинетика выщелачивания образцов отвержденных радиоактивных отходов от переработки щелочного жидкометаллического теплоносителя способами твердофазного окисления (●) и цементирования (●)

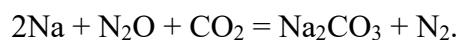
Испытания продукта твердофазного окисления на механическую прочность показали значение 38,5 МПа, что превышает нормативное требование для цементированных радиоактивных отходов более чем в пять раз [10].

Способ перевода оборудования с недренируемыми остатками щелочного металла во взрывопожаробезопасное состояние. Способ твердофазного окисления применим для переработки щелочного жидкометаллического теплоносителя, который технологически возможно дренировать из реакторного оборудования. Для нейтрализации недренируемых остатков исследовательского реактора БР-10 был разработан способ газофазного окисления, который включает в себя нейтрализацию остатков натрия в отдельном оборудовании после слива основной массы

щелочного металла. Способ основан на взаимодействии щелочного металла с газовой смесью-реагентом: оксидом диазота и углекислым газом в газе-носителе (аргоне) [17]. Процесс газофазного окисления протекает следующим образом [5]:



Взаимодействие щелочного металла с оксидом диазота приводит к образованию гипонитрита щелочного металла, который способен спонтанно разлагаться со значительным тепловым эффектом, скачком температуры на несколько сотен градусов, что сопровождается резким повышением давления из-за выделения газообразного азота. По этой причине в составе смеси-реагента используется углекислый газ. Его применение необходимо для нейтрализации гипонитрита натрия в момент его образования. Экспериментальная проверка показала, что процесс нейтрализации натрия с примесями в холодных ловушках оксидов становится простым с образованием безопасного карбоната натрия и инертного азота:



Лабораторные исследования взаимодействия щелочных металлов с оксидом диазота показали, что с 200 °С протекает медленная реакция с образованием газообразного азота и карбонатов щелочных металлов. Все эти вещества хорошо растворимы в воде, выделение водорода практически отсутствует. Кроме того, гидрид натрия, одна из накапливаемых в холодных ловушках оксидов примесей, также взаимодействует с оксидом азота и нейтрализуется с выделением азота по реакции



Реакция с тритидом натрия протекает аналогично. Так можно достичь химической фиксации трития в виде устойчивого вещества — твердой тритиевой щелочи NaOT — и предотвратить его выделение в защитный газ-носитель. А при одновременном использовании углекислого газа тритиевая щелочь

переходит в тритированный гидрокарбонат натрия NaN(T)CO_3 [1].

Основные технологические параметры процесса взаимодействия щелочного металла с газовой смесью-реагентом были отработаны экспериментально на стендах исследовательского реактора БР-10, что позволило научно-технически обосновать безопасное обезвреживание недренируемых остатков щелочного металла в отдельном оборудовании реактора [18]. К настоящему времени обезврежены недренируемые остатки натрия шестнадцати отработавших холодных ловушек оксидов первого контура и двух ловушек второго контура, двух сливных баков второго контура и сливного бака первого контура.

Задачи переработки жидких радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации и выводе из эксплуатации БН-реакторов. В результате эксплуатации БН-реакторов с щелочным жидкометаллическим теплоносителем накапливается внушительное количество жидких радиоактивных отходов, представляющих собой омылочные растворы отработавших ТВС и внутриреакторного оборудования и дезактивирующие растворы. Стоит отнести к накапливаемым отходам также характерные для любого объекта использования атомной энергии воды спецпрачечной. Вывод из эксплуатации подобного объекта тоже приводит к образованию новых радиоактивных отходов. Тип накапливаемых при выводе из эксплуатации жидких отходов остается тем же, что и при эксплуатации. Дополняет его только водный раствор переработанного щелочного жидкометаллического теплоносителя в случае реализации технологии НОАН. При использовании технологии твердофазного окисления жидкие радиоактивные отходы не образуются.

В большинстве случаев переработка жидких радиоактивных отходов сводится к минимизации их объема классическим выпариванием. В итоге образуются жидкие радиоактивные концентраты — гетерогенные высокосолевые радиоактивные растворы, часто с внушительным содержанием органических примесей. Радионуклидный и химический состав таких концентратов зависят от деятельности предприятия, что значительно усложняет их переработку [19].

К настоящему времени в хранилищах реактора БН-350 накоплено жидких радиоактивных концентратов объемом более 1000 м^3 с солесодержанием около 400 г/л и средней активностью 10^8 Бк/л . Основными радионуклидами в составе концентратов являются цезий-137 и стронций-90. Данные отходы расположены в емкостях-хранилищах, большая часть которых находится в неудовлетворительном состоянии [1].

Накопление высокосолевых жидких радиоактивных концентратов является проблемой многих предприятий атомной отрасли. Внушительное количество таких концентратов хранится в цехе радиоактивных отходов АО «ГНЦ РФ — ФЭИ». Для их переработки предложен способ сорбционной очистки с предварительной стадией окисления. Результаты экспериментов с использованием в качестве сорбента модифицированного клиноптилолита отражены в таблице. Полученный после очистки фильтрат пригоден к цементированию, отработавший сорбент предлагается высушивать, не извлекая из сорбционного патрона, и помещать в невозвратный защитный контейнер [20]. Данный способ может быть использован для переработки жидких радиоактивных концентратов БН-реакторов и др.

Результаты экспериментов окислительно-сорбционной очистки образцов жидких радиоактивных концентратов от радионуклидов

Радионуклид	Исходная объемная активность, Бк/л	Степень сорбции для модификаций клиноптилолита, %			
		Исходный	Оксид марганца	Ферроцианидная-А	Ферроцианидная-Б
Цезий-137	$7,6 \cdot 10^7$	67,8	89,9	83,8	99,9
Стронций-90	$9,0 \cdot 10^4$	65,0	95,1	80,3	98,5
Альфа-нуклиды	$4,5 \cdot 10^4$	90,4	98,0	99,9	94,2

Заключение. В АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» разработан и применен инновационный безопасный способ переработки радиоактивных отходов отработавших щелочных жидкометаллических теплоносителей исследовательского реактора БР-10 с применением твердофазного окисления для сдrenированных щелочных металлов и газофазного окисления недrenируемых остатков щелочных металлов. Создано и запущено в эксплуатацию новое оборудование для практической реализации этого способа. Безопасность технологий и оборудования обеспечивается практическим отсутствием выделения водорода (не более 0,04%) при переработке радиоактивных отходов щелочных металлов. К настоящему времени испытана полнофункциональная установка разовой производительностью 100—150 л натрия (правообладатель АО «ТВЭЛ»), возможная к применению при выводе из эксплуатации реакторов БОР-60 и БН-600. Предложен подход к переработке накапливаемых при эксплуатации и выводе из эксплуатации БН-реакторов жидких радиоактивных отходов, заключающийся в снижении концентрации органических примесей с помощью их окисления и последующей сорбционной очистки от радионуклидов на колоннах с клиноптилолитом различных модификаций.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Смыков В.Б., Журип А.В., Легких К.Г. и др.** Переработка теплоносителя первого и второго контуров при выводе из эксплуатации реактора БН-350. — Известия вузов. Ядерная энергетика, 2023, № 3, с. 164—167.
2. **Федеральный закон** Российской Федерации от 21.11.1995, № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» [Электронный ресурс]. Сайт информационно-правового портала «Гарант». Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://base.garant.ru/10105506/> (дата обращения 18.11.2024).
3. **Общие положения** обеспечения безопасности атомных станций. Требования безопасности. НП-001-15. М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2016, 55 с.
4. **Тажибаева И.Л., Пустобаев С.И., Жантикин Т.М. и др.** Обращение с натриевым теплоносителем реактора на быстрых нейтронах БН-350. Алматы: Изд-во «Glory K, ltd», 2010, 320 с.
5. **Смыков В.Б.** Проблемы вывода из эксплуатации быстрых реакторов и пути их решения на базе исследовательского реактора БР-10. — Известия вузов. Ядерная энергетика, 2022, № 2, с. 90—100.
6. **Bouilly V., Velon M., Rauber J.-C. et al.** SUPERPHENIX Dismantling — status and lessons learned [Electronic resource]. — In: Proc. of Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development, Yekaterinburg, Russia, 26—29 July 2017. Website of IAEA. Access mode: in free access. URL: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/STIPUB1836web.pdf> (date of the application 18.11.2024).
7. **Патент 2682639** на группу изобретений, Российская Федерация [Электронный ресурс]. Способ обработки натрия, осажденного на элементах ядерного реактора, и способ промывки топливной кассеты ядерного реактора с использованием указанного способа обработки / Лакруа М., Лорсе Э., Перре К., Семонен Ж.-П. Бюл. № 8. Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности». Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://www.fips.ru/iiss/document.xhtml?faces-redirect=true&id=b8fc2258453d6c0190c6c4306069de16> (дата обращения 18.11.2024).
8. **Патент 2746248** на группу изобретений, Российская Федерация [Электронный ресурс]. Устройство для быстрой и безопасной переработки остатков щелочных металлов в больших количествах / Табров А.А., Дмитриев В.В. Бюл. № 2. Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности». Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://www.fips.ru/iiss/document.xhtml?faces-redirect=true&id=5364b04fdb0f512038479e7febec8aee> (дата обращения 18.11.2024).
9. **Скоморохова С.Н., Карабаш А.Г., Кочеткова Е.А.** Очистка оборудования от щелочных металлов составами на основе бутилцеллозольва. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерная техника и технология, 1991, № 6, с. 64—71.
10. **Смыков В.Б., Легких К.Г., Трифанова Е.М., Грушичева Е.А.** Определение соответствия продукта твердофазного окисления отработавшего натриевого теплоносителя критериям приемлемости к длительному хранению. — В сб.: научно-технической конф. «Теплофизика реакторов нового поколения (ТЕПЛОФИЗИКА — 2024)», г. Обнинск, 16—19 апреля 2024 г. Обнинск: АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», с. 49—50. Сайт АО «ГНЦ РФ — ФЭИ». Режим доступа: в открытом доступе. URL: https://www.ippe.ru/images/science_info/conference/thermal-physics2024/thesis-tf-2024.pdf (дата обращения 18.11.2024).
11. **Рекомендации** по порядку, объему, методам и средствам контроля радиоактивных отходов в целях подтверждения их соответствия критериям приемлемости для захоронения. РБ-155-20. М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2020, 75 с.
12. **Патент 2200991** на изобретение, Российская Федерация [Электронный ресурс]. Способ переработки щелочного металла, загрязненного радиоактивными примесями, и устройство для его реализации / Смыков В.Б., Кононюк М.Х., Лукьянов А.А. и др. Бюл. № 8. Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности». Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://www1.fips.ru/iiss/document.xhtml?facesredirect=true&id=ce2c568e236e199a039215f4030188ef> (дата обращения 24.11.2024).

13. **Смыков В.Б., Алексеев В.В., Легких К.Г., Жданов В.П.** Оптимизация твердофазной технологии переработки РАО щелочных теплоносителей на полномасштабном образце установки МИНЕРАЛ-100/150». — В сб.: научно-технической конф. «Теплофизика реакторов нового поколения (ТЕПЛОФИЗИКА — 2024)», г. Обнинск, 16—19 апреля 2024 г. Обнинск: АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», с. 49—50. Сайт АО «ГНЦ РФ — ФЭИ». Режим доступа: в открытом доступе. URL: https://www.ippe.ru/images/science_info/conference/thermal-physics2024/thesis-tf-2024.pdf (дата обращения 18.11.2024).
14. **Сбор**, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. НП-019-15. М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2015, 20 с.
15. **Отходы** радиоактивные. Определение химической устойчивости отвержденных высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. ГОСТ Р 52126-2003. М.: Стандартинформ, 2005, 6 с.
16. **Отходы** радиоактивные цементированные. Общие технические требования. ГОСТ Р 51883-2002. М.: Стандартинформ, 2005, 3 с.
17. **Патент 2794139** на изобретение, Российская Федерация [Электронный ресурс]. Способ перевода оборудования с недренируемыми остатками щелочного металла во взрывопожаробезопасное состояние и устройство его осуществления / Смыков В.Б., Пронин А.А., Легких К.Г. Бюл. № 11. Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности». Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://www.fips.ru/iiss/document.xhtml?faces-redirect=true&id=5364b04fdb0f512038479e7febec8aеc> (дата обращения 18.11.2024).
18. **Смыков В.Б., Легких К.Г.** Газофазное окисление как метод нейтрализации недренируемых остатков ЩЖМТ в оборудовании. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2022, вып. 4, с. 145—148.
19. **Смыков В.Б., Легких К.Г.** Метод иммобилизации ЖРК с использованием неорганического сорбента. Проблема отверждения РАО. — В сб.: XIV Межд. конф. «Безопасность АЭС и подготовка кадров», г. Обнинск, 25—27 ноября 2015 г. Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2015, с. 247—248.
20. **Легких К.Г., Трифанова Е.М., Раскач О.В.** и др. Метод переработки высокосолевого ЖРО. — В сб.: XVI Межд. конф. «Безопасность АЭС и подготовка кадров», г. Обнинск, 26—27 октября 2023 г. Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2023, с. 247—248.

Поступила в Редакцию 07.08.24

Р е ф е р а т ы

УДК 621.039.003

Смирнова Л.С., Королёв С.А. **Анализ факторов, важных для комплексного подхода к экономике проектов атомных станций малой мощности.** — Атомная энергия, 2024, т. 137, вып. 1—2, с. 3—14.

Традиционно экономические оценки проектов атомных станций выполняют на основе типового набора проектных технико-экономических характеристик с применением устоявшихся методик экономического и инвестиционного анализа. Для оценки инновационных проектов атомных станций малой мощности (АСММ) важен учет дополнительных факторов, относящихся к специфике проектов, их предназначения и территориального расположения, особенностей режимов эксплуатации, оптимальной мощности проекта для конкретного сценария и др. Учет в анализе дополнительных факторов позволит получить приближенные к реальности оценки экономики проекта. Рассмотрены важные аспекты и факторы, связанные с перспективой экономической реализации проектов АСММ, которые могут сказаться на экономических показателях проектов, работающих в разных рыночных нишах, затронуты вопросы, связанные с рисками реализации данных проектов. Сценарные факторы, площадочные условия, нормативно-регуляторные аспекты, проектные требования, организационно-финансовые и рыночные механизмы являются внешними условиями при реализации проектов АСММ, дополняющими технико-экономические оценки проектов энергетических станций. Концепция расширенного анализа при выполнении

экономических оценок инновационных проектов АСММ важна в контексте их работы в разных практических приложениях. Рис. 2, список лит. 18 назв.

Ключевые слова: атомная станция малой мощности, эффективность, экономический анализ, мультикритериальность, энергетические системы, модульность, регулирование, сценарный анализ, проблемные зоны, риски.

UDC 621.039.003

Smirnova L.S., Korolev S.A. (NRC “Kurchatov Institute”, Moscow). **Analysis of factors important for an integrated approach to the economics of low-power nuclear power plant projects.** — Atomic Energy, 2024, v. 137, № 1—2, с. 3—14.

Traditionally, economic assessments of innovative low-power nuclear power plant (SMR) projects are carried out on the basis of a typical set of design technical and economic characteristics using well-established methods of economic and investment analysis. To evaluate innovative SMR-projects, it is important to take into account additional factors related to the specifics of the projects, their areas of purpose and territorial location, features of operating modes, optimal project capacity for a specific scenario and other features. Additional factors in the analysis will allow to obtain estimates of the project's economy, close to reality. The article considers important aspects and factors related to the prospect of economic implementation of SMR-projects, which may affect the economic performance of projects operating in different market niches,