

Научная статья
УДК 621.039

ПРОБЛЕМЫ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

**Дмитрий Олегович Касков¹, Тимофей Павлович Воложенинов,
Олег Леонидович Ташлыков**

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

¹kaskov.d@inbox.ru

Аннотация. В работе рассмотрены быстрые энергетические реакторы с натриевым теплоносителем, зарубежные и отечественные практики их вывода из эксплуатации. Подробно рассмотрен способ переработки радиоактивного натрия NOAH-процесс. Выделены ключевые задачи, связанные с выводом из эксплуатации реакторной установки БН-600. Проанализирована возможность применения существующих и разработка новых методов переработки натриевого теплоносителя.

Ключевые слова: натриевый теплоноситель, стратегия вывода из эксплуатации, быстрые реакторы, очистка натрия от радиоизотопов

Для цитирования: Касков Д. О., Воложенинов Т. П., Ташлыков О. Л. Проблемы вывода из эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Атомная энергетика. Даниловские чтения — 2021 = Energy and Resource Saving. Power Supply. Non-traditional and Renewable Energy Sources. Nuclear Energy. Danilov Readings — 2021 : сборник научных трудов. Екатеринбург : Изд-во Урал. ун-та, 2023. С. 504–513.

Original article

PROBLEMS OF DECOMMISSIONING FAST NEUTRON REACTORS WITH SODIUM COOLANT

**Dmitry O. Kaskov¹, Timofey P. Volozheninov,
Oleg L. Tashlykov**

Ural Federal University named after the First President of Russia B. N. Yeltsin,
Ekaterinburg, Russia

¹kaskov.d@inbox.ru

Abstract. The paper considers fast power reactors with sodium coolant, foreign and domestic practices of their decommissioning. The method of processing radioactive sodium NOAH-process is considered in detail. The key tasks related to the decommissioning of the BN-600 reactor plant are highlighted. The possibility of using existing and developing new methods of processing sodium coolant is analyzed.

Keywords: sodium coolant, decommissioning strategy, fast reactors, purification of sodium from radioisotopes

For citation: Kaskov D. O., Volozheninov T. P., Tyshlykov O. L. (2023). Problemy vyvoda iz ekspluatatsii reaktorov na bystrykh neytronakh s natriyevym teponositелеm [Problems of decommissioning fast neutron reactors with sodium coolant]. *Ehnergo- i resursosberezhenie. Ehnergoobespechenie. Netradicionnye i vozobnovly-aemye istochniki ehnergii. Atomnaya ehnergetika. Danilovskie chteniya — 2021* [Energy and Resource Saving. Power Supply. Non-traditional and Renewable Energy Sources. Nuclear Energy. Danilov Readings — 2021]. Ekaterinburg : Ural University Publishing House, 2023. P. 504–513. (In Russ).

По данным МАГАТЭ в мире в настоящий момент (01.12.2021) работают три быстрых энергетических реактора с натриевым теплоносителем, восемь окончательно остановлены, два находятся в разработке [1]. Роль реакторных установок (РУ) такого типа важна в двухкомпонентной атомной энергетике будущего. Наиболее реалистичной является модель с использованием существующих технологий тепловых и быстрых реакторов, которые действуют в объединенном замкнутом ядерном топливном цикле [2]. Она позволит решить в ближнесрочной перспективе проблемы накопления ОЯТ (отработавшее ядерное топливо) тепловых реакторов и избыточного выделенного плутония.

В России, где уже действуют два быстрых реактора с натриевым теплоносителем, планируется в период после 2035 года ввести в строй промышленный быстрый реактор нового поколения мощностью 1200 МВт (эл.), который наряду с легководными реакторами позволит сформировать самодостаточную энергетическую систему.

Индия вводит в эксплуатацию прототип быстрого реактора-размножителя с натриевым теплоносителем мощностью 500 МВт (эл.) — первый из нескольких планируемых к сооружению в стране промышленных быстрых реакторов.

Таким образом, число РУ на быстрых нейтронах будет расти. Для реакторов такого типа, как и для любых других, вывод из эксплуатации (ВЭ) — естественный и необходимый этап их жизненного цикла.

В настоящее время в мировой практике опыт ВЭ быстрых реакторов специфичен и не имеет большого распространения, что в перспективе создает ряд проблем с ВЭ большого количества подобных РУ [3].

В таблице представлена информация по реакторам, показаны стратегии ВЭ, текущая стадия и примерные сроки окончания работ [4; 5]. Так, к примеру, видно, что стратегия отложенного демонтажа (Dd + PD + SE, *deferred dismantling, including partial dismantling and placing remaining radiological areas into safe enclosure*) в сравнении с немедленным (ID, *immediate dismantling and removal of all radioactive materials*) сильно увеличивает сроки окончания работ, перекладывая решение задач будущим поколениям. Используются и другие стратегии: изоляция (ISD, *in situ disposal, involving encapsulation of radioactive materials and subsequent restriction of access*) и отложенный демонтаж без предварительного частичного демонтажа (Dd + SE, *Deferred dismantling, placing all radiological areas into safe enclosure*).

Таблица

**Остановленные энергетические и экспериментальные РУ
на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем**

Энергетические реакторы							
Реактор	Страна	Мощность ^{***} [МВт]	Пуск	Оста- новка	Стратегия ВЭ	Сроки окончания	Стадия ВЭ
БН-350 (АКТАУ)	СССР/ Казахстан	1000/90	1973	1999	Dd+PD+SE	2060**	1, 4
Phenix	Франция	345/142	1973	2010	ID	—	—
Superphenix	Франция	3000/1200	1985	1998	ID	—	5
Monju	Япония	714/280	1995	2017	ID	2047	1, 2

Окончание табл.

Энергетические реакторы							
Реактор	Страна	Мощность *** [МВт]	Пуск	Оста- новка	Стратегия ВЭ	Сроки окончания	Стадия ВЭ
PFR	Великобри- тания	600/250	1975	1994	Dd+PD+SE	2033	3
DFR	Великобри- тания	60/15	1962	1977	Dd+PD+SE	2033	3
Fermi-1	США	200/65	1966	1972	Dd+SE	2025	5, 6
KNK II	Германия	58/21	1978	1991	другое	—	2
Экспериментальные реакторы							
EBR-I	США	1,4/0,2	1951	1963	другое	1975	☑
EBR-II	США	62/19	1964	1994	ISD	2015	☑
FFTF	США	400 ^{2*}	1982	1992	другое	—	—
БР-10 (БР-5)	СССР/РФ	8*	1958	2002	Dd+PD+SE	2070**	2
Rapsodie	Франция	40*	1967	1982	Dd+PD+SE	2049 ^{3**}	—

(Стадия ВЭ: 1 — Составление окончательного плана работ по ВЭ; 2 — Разгрузка активной зоны реактора; 3 — Подготовка безопасного корпуса; 4 — Частичный демонтаж; 5 — Окончательный демонтаж; 6 — Прекращение действия лицензии; ☑ — работы полностью завершены)

В 2017 году АО «Концерн Росэнергоатом» определил стратегию перехода с концепции «отложенного демонтажа» на «немедленный демонтаж» энергоблоков, выводимых из эксплуатации. Это сократит стоимость ВЭ на 20 %, позволит максимально использовать остаточный ресурс оборудования и конструкций, а также задействовать квалифицированный персонал, эксплуатирующий остановленный блок [6].

Особенности демонтажа быстрого реактора в первую очередь связаны с теплоносителем:

— предварительная очистка натрия от радионуклидов. Основными изотопами, создающими повышенный фон, являются: ^{24}Na , ^{131}I , ^{22}Na , ^{54}Mn , ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{136}Cs . Радиоактивность теплоносителя первого контура при работе реактора определяется ^{24}Na , после его распада и останова реактора ^{22}Na и ^{137}Cs , небольшой вклад вносят ^{134}Cs и ^{54}Mn .

* Тепловая мощность

** Начало работ по демонтажу после выдержки

*** Тепловая/Электрическая

Чтобы переработанный натрий 1-го контура не являлся РАО (радиоактивные отходы) необходима предварительная очистка натрия по ^{137}Cs приблизительно на три порядка [3, с. 199];

- поддержание теплоносителя в расплавленном состоянии при сливе. В случае SuperPhenix к корпусу реактора были приложены нагреватели. Для EBR-II и БН-350 нагретый воздух циркулировал через пространство между страховочным и основным корпусом;

- обработка реактора от остаточного натрия. Основана на циркуляции газа-носителя, содержащего небольшую долю водяного пара (от 0,2 до 6 %). Небольшое количество воды позволяет осуществлять контролируемую реакцию между натрием и водой, в результате чего образуются водород и гидроксид натрия;

- переработка натрия в химически неактивные соединения с целью дальнейшего хранения.

Дополнительные проблемы создают объемы радиоактивного натрия, а также размеры некоторых РУ. К примеру, только в первом контуре реактора БН-600 находится 820 м^3 натрия.

К настоящему времени можно выделить два выведенных из эксплуатации энергетических реактора с большим объемом теплоносителя — это французский реактор SuperPhenix и реактор БН-350 в Казахстане.

На реакторе SuperPhenix проведена переработка натрия 1-го и 2-го контуров с использованием процесса NOAH, наглядная схема которого изображена на рис. 1. Переработка натрия осуществляется в реакционном баке, в котором происходит взаимодействие расплава натрия, малыми порциями непрерывно инжектируемого через форсунку в водный щелочной раствор NaOH, концентрация которого регулируется добавками воды, а постоянный уровень температуры поддерживается теплообменником. Образующийся газообразный водород, содержащий тритий, сбрасывается в окружающую среду, что недопустимо без сильного разбавления газообразным инертным газом. Поэтому для разбавления выделившегося H_2 до безопасной концентрации было затрачено 265 млн м^3 азота. После этого NaOH был переработан в цементный камень, который можно окончательно захоронить [1, с. 96–97]. Этот способ очень сложный, небезопасный и экономически затратный.

Реактор БН-350 работал с негерметичными ТВЭЛ, поэтому после останова реактора произвели очистку 610 м^3 натрия первого контура от радионуклидов цезия [7, с. 96]. Этот процесс начали еще во вре-

мья эксплуатации реактора при помощи малогабаритных адсорберов МАВР. Ловушки имели форму обычной ТВС и устанавливались в ячейку активной зоны во время планово-предупредительных ремонтов. Натриевый теплоноситель прокачивался насосами первого контура при температуре 260 °С [3, с. 197]. Затем, после останова реактора, произвели очистку около 510 т натрия первого контура от радионуклидов цезия с применением семи ловушек-накопителей на основе сетчатого стекловидного углерода (RVC) [7, с. 96]. В результате четырех очисток из первого контура удалось вывести $^{134,137}\text{Cs}$ суммарной активностью ~580 ТБк [3, с. 197]. После дренирования натрия из первого контура в систему бакового хозяйства, способную вместить весь объем теплоносителя первого контура, очищенный натрий находится на хранении. Планируется его дальнейшая переработка в геоцементный камень для захоронения.

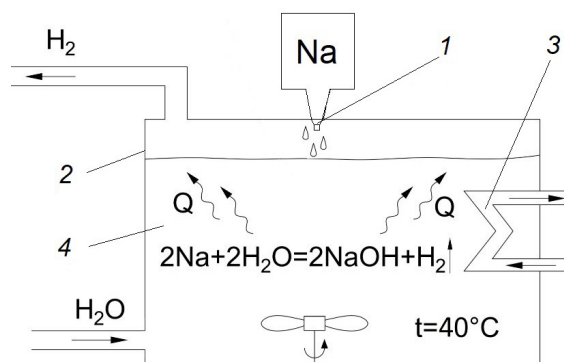


Рис. 1. Наглядная схема NOAH процесса переработки натрия:

1 — форсунка; 2 — реакционный бак; 3 — теплообменник; 4 — водно-щелочной раствор

В 2025 г. истекает срок первого продления эксплуатации реактора БН-600, действующего на третьем энергоблоке Белоярской АЭС. В случае повторного продления реактор будет эксплуатироваться до 2040 г. Вывод из эксплуатации подобного промышленного реактора на быстрых нейтронах — одна из важнейших задач для российской атомной энергетики в будущем. В процессе ВЭ реактора БН-600 необходимо решить целый ряд новых задач: дренирование больших объемов натрия из корпуса реактора и трубопроводов первого контура, временное размещение теплоносителя на территории АЭС (на БН-600 в составе первого контура три бака объемом по 150 м³ каждый, необходимо най-

ти возможность разместить еще 370 м^3) [3, с. 199]. Также перед дренированием натрия необходимо будет очистить от радионуклидов: для этой цели можно воспользоваться методом, примененным для реактора БН-350, с поправкой на конструктивные особенности реактора. Однако ловушки после выполнения своей задачи сами станут высокоактивными РАО, которые необходимо утилизировать и захоранивать. Последующая же переработка натрия при помощи НОАН-процесса не является приоритетным способом из-за небезопасности, дороговизны и больших объемов отходов. На основании изученного опыта ВЭ РУ была составлена краткая схема альтернативных методов обращения с натрием первого контура (рис. 2).

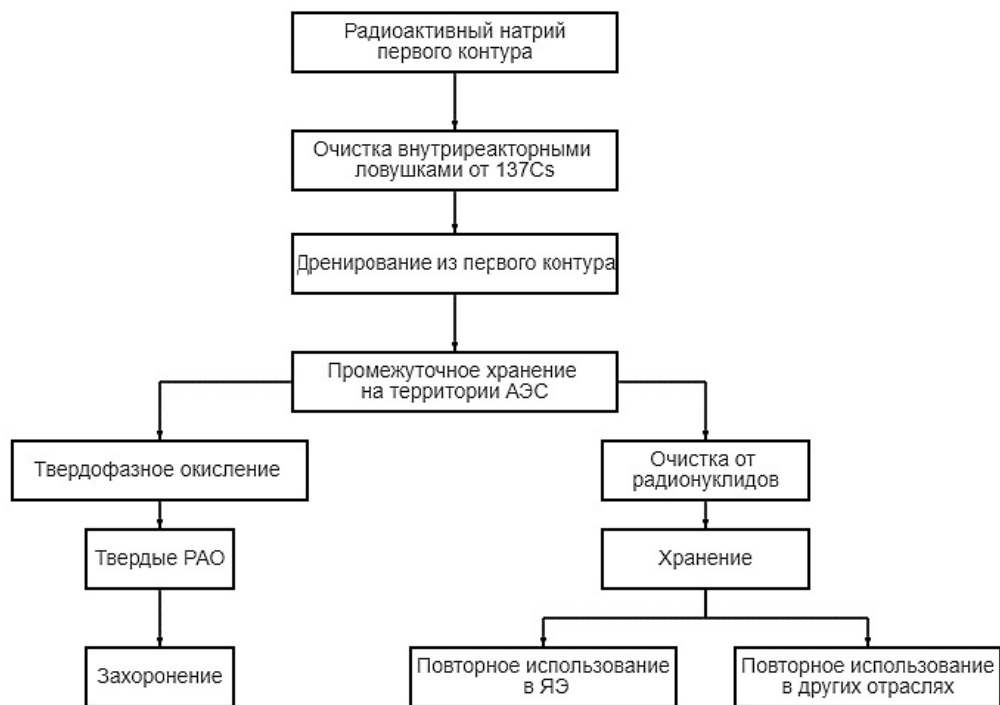


Рис. 2. Краткая схема обращения с натрием первого контура для БН-600 [3]

Первый метод — щелочного твердофазного окисления. Преимущества этого способа были теоретически подтверждены, но после этой операции натрий все равно придется захоронить в виде 6549 т твердых радиоактивных отходов [7, с. 100]. Потенциально существует и второй метод — создать и применить новый вариант переработки, кото-

рый сделает возможным повторное использование переработанного натрия в атомной энергетике (на БН-1200) или в других отраслях промышленности.

Список источников

1. Power Reactor Information System [сайт]. URL: <https://pris.iaea.org/> (дата обращения: 01.12.2021).
2. Ташлыков О. Л., Щеклеин С. Е., Шарифьянов Е. В. Инновационное направление развития ядерной энергетики в России и мире (Экологическая приемлемость ядерной энергетики XXI века) // Альтернативная энергетика и экология: международный научный журнал. 2020. № 28–30 (350–352). С. 47–56.
3. Особенности вывода из эксплуатации быстрых реакторов БН-350, -600 / Ю. В. Носов, А. В. Ровнейко, О. Л. Ташлыков, С. Е. Щеклеин // Атомная энергия. 2018. Т. 125, № 4. С. 61–66.
4. Nuclear Power Reactors in the World. IAEA-RDS-2/41. Vienna: IAEA, 2021. 84 p.
5. Research Reactor Database [сайт]. URL: <https://nucleus.iaea.org/> (дата обращения: 01.12.2021).
6. «Росэнергоатом»: в качестве приоритетной определена стратегия перехода на «немедленный демонтаж» остановленных энергоблоков // Пресс-центр РЭИН / Росатом : [официальный сайт]. URL: <https://rosatom-energy.ru/media/rosatom-news/rosenergoatom-v-kachestve-prioritetnoy-opredelena-strategiya-perekhoda-na-nemedlenny-demontazh-osta/> (дата обращения: 20.11.2021).
7. Оценка стоимости окончательного захоронения радиоактивных отходов кондиционированного разными способами натрия первого контура быстрых реакторов / В. П. Долгих, С. В. Забродская, О. М. Лебедева [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2020. № 2. С. 96–103.

References

1. Power Reactor Information System : [website]. URL: <https://pris.iaea.org/> (date of access: 01.12.2021).
2. Tashlykov O. L., Shcheklein S. E., Sharifyanov E. V. Innovative direction of nuclear energy development in Russia and the world (Ecologi-

cal acceptability of nuclear energy of the XXI century) // Alternative energy and ecology: International scientific journal. 2020. No. 28–30 (350–352). P. 47–56.

3. Features of decommissioning of BN-350, -600 fast reactors / Yu. V. Nosov, A.V. Rovneiko, O. L. Tashlykov, S. E. Shcheklein // Atomic Energy. 2018. vol. 125, No. 4. P. 61–66.

4. Nuclear Power Reactors in the World. IAEA-RDS-2/41. Vienna: IAEA, 2021. 84 p.

5. Research Reactor Database : [website]. URL: <https://nucleus.iaea.org/> (date of access: 01.12.2021).

6. Rosenergoatom: the strategy of transition to “immediate dismantling” of stopped power units has been identified as a priority // REIN Press Center / Rosatom : [official website]. URL: <https://rusatom-energy.ru/media/rosatom-news/rosenergoatom-v-kachestve-prioritetnoy-opredelena-strategiya-perekhoda-na-nemedlennyy-demontazh-osta/> (date of access: 11.20.2021).

7. Estimation of the cost of final disposal of radioactive waste conditioned by various methods of sodium of the first circuit of fast reactors / V. P. Dolgikh, S. V. Zabrodsкая, O. M. Lebedeva [et al.] // Issues of atomic science and technology. Series: Nuclear reactor constants. 2020. No. 2. P. 96–103.

Информация об авторах

Дмитрий Олегович Касков — студент Уральского энергетического института Уральского федерального университета (Екатеринбург, Россия), kaskov.d@inbox.ru

Тимофей Павлович Воложенинов — студент Уральского энергетического института Уральского федерального университета (Екатеринбург, Россия), t.volozheninov@yandex.ru

Ташлыков Олег Леонидович — кандидат технических наук, доцент кафедры «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» Уральского энергетического института Уральского федерального университета (Екатеринбург, Россия), otashlykov@list.ru

Information about the authors

Dmitry O. Kaskov — Student of the Ural Power Engineering Institute of the Ural Federal University (Ekaterinburg, Russia), kaskov.d@inbox.ru

Timofey P. Volozheninov — Student of the Ural Power Engineering Institute of the Ural Federal University (Ekaterinburg, Russia), t.volozheninov@yandex.ru

Oleg L. Tashlykov — Candidate of Technical Sciences, Associate Professor of the Department of Nuclear Plants and Renewable Energy Sources of the Ural Power Engineering Institute of the Ural Federal University (Ekaterinburg, Russia), otashlykov@list.ru