

## О ВОЗМОЖНОСТЯХ УПРАВЛЕНИЯ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ ВВЭР-1000 НА ОДЦ «ГХК»

П. А. Блохин<sup>1</sup>, А. Н. Дорофеев<sup>2</sup>, И. И. Линге<sup>1</sup>, И. А. Меркулов<sup>3</sup>, И. Н. Сеелев<sup>3</sup>,  
Д. В. Тихомиров<sup>3</sup>, С. С. Уткин<sup>1</sup>, А. В. Хаперская<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

<sup>2</sup>Госкорпорация «Росатом», Москва

<sup>3</sup>ФГУП «Горно-химический комбинат», Железногорск, Красноярский край

Статья поступила в редакцию 13 мая 2019 г.

*В статье рассмотрены вопросы планирования характеристик РАО класса 1 от переработки ОЯТ ВВЭР-1000 для задач их последующего захоронения. Переработка такого типа ОЯТ будет осуществляться в опытно-демонстрационном центре (ОДЦ) на ФГУП «ГХК», а радиоактивные отходы при этом будут представлять собой бидоны с боросиликатным стеклом. С учетом того, что базовой технологией предусмотрено тепло-выделение упаковок РАО порядка 26 кВт/м<sup>3</sup>, что значительно выше ограничений по захоронению (2 кВт/м<sup>3</sup>), авторами рассмотрены различные сценарии развития ОДЦ и ПГЗРО и предложен подход к формированию партий на переработку ОЯТ, при котором РАО к моменту захоронения будут соответствовать требованиям.*

**Ключевые слова:** *отработавшее ядерное топливо (ОЯТ), радиоактивные отходы (РАО), боросиликатное стекло, захоронение РАО, пункт глубинного захоронения РАО (ПГЗРО), тепловыделение.*

### Введение

В настоящее время довольно активно обсуждается вопрос о необходимости проведения фракционирования высокоактивных радиоактивных отходов (ВАО), образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), с выделением из них перед включением в боросиликатную стеклоподобную матрицу (БСС) фракций цезия и стронция, с целью снижения остаточного тепловыделения и исключения стадии длительного хранения остеклованных РАО перед захоронением [1]. Требования к характеристикам продуктов переработки ОЯТ тесно связаны с условиями их последующего захоронения.

Предложения о предварительном фракционировании основывались на проектных

характеристиках БСС, оцененных для условий переработки ОТВС с характеристиками выгорания 50 МВт сут/кг U и выдержкой не менее 7 лет. Однако в текущем проекте ОДЦ, применение фракционирования не предполагалось, а предусмотрена только отработка технологий фракционирования в исследовательских камерах ОДЦ (первый пусковой комплекс). Вопрос образования ВАО в процессе переработки ОЯТ и их характеристик тесно связан с задачами последующего захоронения этих отходов.

Нормативная база в области безопасности захоронения РАО в России будет развиваться [2], но одним из принципиальных критериев, предъявляемых к остеклованным ВАО, направляемых на захоронение, будет ограничение по

тепловыделению. Это ограничение связано с двумя фундаментальными факторами — температурным и связанным с ним напряженно-деформированным состоянием горного массива и режимами функционирования барьеров безопасности. Первое ограничение, помимо требований по тепловыделению, частично разрешается более разреженным размещением упаковок в горном массиве, а второе, помимо тех же компоновочных решений, — еще и ограничениями по термостойкости, накладываемыми на материалы, применяемые при создании инженерных барьеров. И в том и в другом случае стоимость захоронения при росте тепловыделения возрастает (рис. 1).

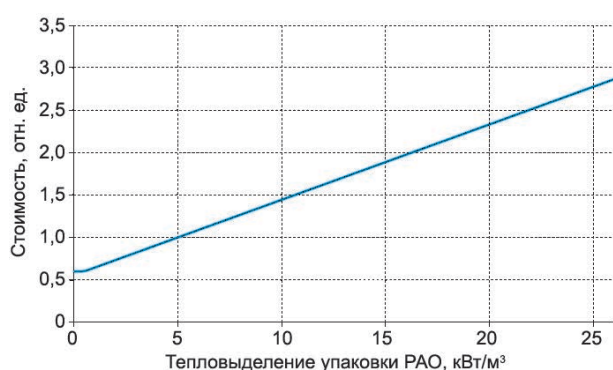


Рис. 1. Зависимость стоимости захоронения РАО от тепловыделения

Федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии [3] установлено требование по тепловыделению упаковки РАО, которое не должно превышать 2 кВт/м³, что в полной мере согласуется с установленными в мире критериями (табл. 1). Для алюмофосфатного стекла (АФС), накопленного на ФГУП «ПО «Маяк», существующее проектное решение при захоронении предполагает соотношение объемов РАО и упаковки как 1:7—1:8.

Таблица 1. Критерии приемлемости для захоронения ОЯТ и ВАО по уровню тепловыделения

Страна	Критерий приемлемости по тепловыделению
Швеция	1700 Вт/контейнер
Финляндия, топливо BWR	1700 Вт/контейнер
Финляндия, топливо ВВЭР	1370 Вт/контейнер
Финляндия, топливо PWR	1830 Вт/контейнер
Франция	500 Вт/упаковка
США (WIPP)	300 Вт/упаковка
Швейцария	1500 Вт/упаковку

Рассматривая вопросы тепловыделения остеклованных ВАО, необходимо отметить, что, с учетом возможности сбалансированной переработки ОЯТ (путем смешения ОТВС разных сроков выдержки, выгорания и т.д.) на ОДЦ, тепловыделение образующихся при этом отходов (в течение, по крайней мере, первых 20 лет), позволяет обойтись без дополнительного выделение теплогенерирующих фракций за счет более корректного учета (использования) трех обстоятельств:

- корректной интерпретации требований по захоронению;
- целевого отбора ОТВС для переработки;
- эффективного использования имеющейся и создаваемой инфраструктуры хранения ОЯТ и ВАО.

Вопросы фракционирования ВАО и трансмутации минорных актинидов для снижения радиотоксичности захораниваемых ВАО в настоящей статье не рассматриваются, в том числе по причине расхождения взглядов авторов в их необходимости. Надеемся, вопросам системного рассмотрения технологий фракционирования ВАО, с учетом полного цикла обращения с вторичными РАО будет посвящена специальная публикация в журнале «Радиоактивные отходы».

### Эффективное использование инфраструктуры хранения, переработки и захоронения РАО

В настоящее время в Российской Федерации начаты работы по сооружению подземной исследовательской лаборатории, определена стратегия создания ПГЗРО [4] и разработана соответствующая программа исследований [5]. Это создает основу для разработки конкретных шагов по планированию захоронения БСС в этом объекте, как потенциальном месте их размещения.

Целью настоящей статьи является оценка возможности формирования потока БСС с требуемыми для захоронения характеристиками по тепловыделению на конкретный срок захоронения для первых партий ОЯТ, перерабатываемых на ОДЦ ГХК.

Опытно-демонстрационный центр предназначен для отработки перспективных технологий, прототипов оборудования и переработки ОЯТ. Проектная производительность ОДЦ составляет 250 тонн/год ОЯТ, планируемый срок ввода в эксплуатацию — 2021 год. Проектом на сооружение ОДЦ устанавливается, что при переработке ОЯТ ВВЭР-1000 будут образовываться остеклованные ВАО с максимально допустимым

тепловыделением не более 26 кВт/м<sup>3</sup> РАО с удельным образованием порядка 0,12 м<sup>3</sup> с тонны ОЯТ.

Для временного хранения БСС в технологическом корпусе ОДЦ предусматривается сооружение двух хранилищ, рассчитанных на прием отходов в течение 10 лет при номинальной мощности центра. Кроме того, на ФГУП «ГХК» (ГХК) создан и эксплуатируется комплекс «мокрого» и «сухого» хранения ОЯТ ВВЭР-1000. Накопленный запас «остывшего» топлива представляется ценным ресурсом, поскольку его совместная переработка с более «свежим» топливом позволяет выйти на целевые уровни по тепловыделению для захоронения.

Работы по созданию ПГЗРО реализуются в соответствии с утвержденной Стратегией [4], которой предусмотрено, что как минимум до 2030 года будет функционировать подземная исследовательская лаборатория, после чего должен быть окончательно рассмотрен вопрос о принятии решения по сооружению пункта захоронения РАО класса 1 и 2. В первую очередь в ПГЗРО планируется загрузка алюмофосфатных стекол, накопленных на ФГУП «ПО «Маяк». В этой связи начало размещения на захоронение БСС, наработанных на ОДЦ, может произойти не ранее чем в 2050 году.

Сложившаяся ситуация позволяет найти оптимальные соотношения партий ОЯТ по выгоранию и времени выдержки, чтобы на момент поступления БСС в пункте глубинного захоронения РАО (ПГЗРО) выполнялись общие и частные критерии приемлемости, в том числе и по тепловыделению.

Ниже дан пример подхода по подбору партий ОЯТ для выполнения общего требования по неперевышению критериев захоронения ВАО по тепловыделению.

### Целевой отбор ОТВС для переработки

В первые десятилетия эксплуатации ХОТ-1 на хранение размещалось ОЯТ с Нововоронежской, Балаковской и Калининской АЭС (рис. 2). По мере освоения реакторных установок показатели выгорания топлива повышались. В наибольшей мере эта тенденция прослеживается на примере НВАЭС (рис. 3), для которой выгорание в 40 ГВт-сут/т U и более было достигнуто после десятилетнего срока эксплуатации.

В качестве исходных данных для целевого отбора использовались паспортные данные ОТВС: дата выгрузки из активной зоны, дата поставки на ГХК, выгорание, тепловыделение отработавшей тепловыделяющей сборки (ОТВС),

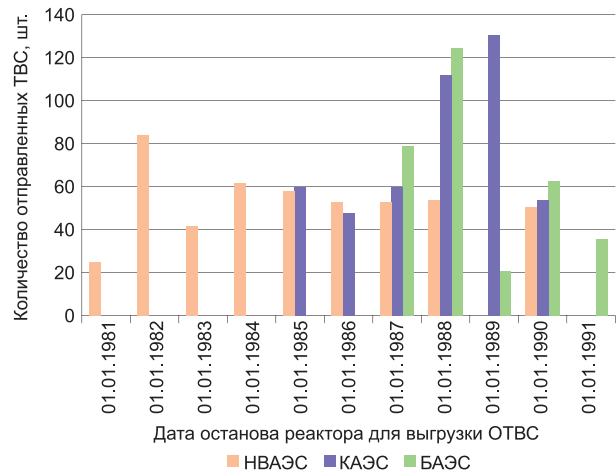


Рис. 2. Распределение количества поставленных на ГХК ТВС по годам для Нововоронежской (НВАЭС), Калининской (КАЭС) и Балаковской (БАЭС) атомных станций

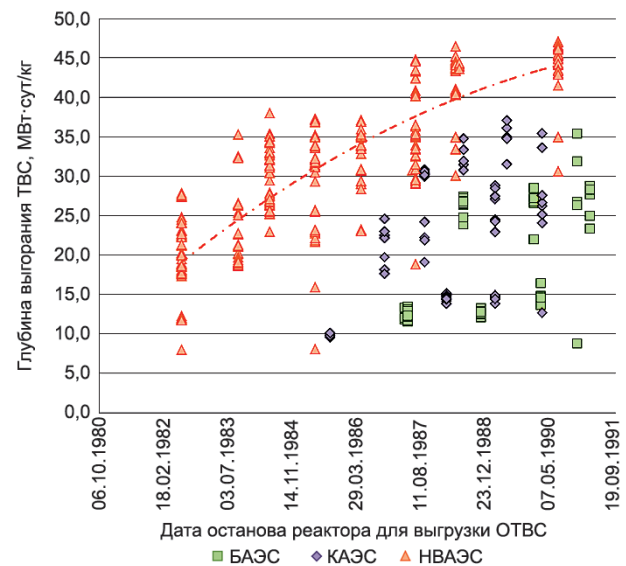


Рис. 3. Распределение ОТВС по уровням выгорания в зависимости от даты транспортирования

оцененное на момент загрузки для транспортирования, и дата этой оценки.

При решении задач переработки ОЯТ должны учитываться дальнейшие стадии обращения с образующимся РАО, поэтому логичным представляется рассмотрение взаимосвязанных сценариев развития ОДЦ и ПГЗРО.

Прогноз накопления ОТВС РУ ВВЭР выполнен в соответствии с дорожной картой остановов блоков АЭС. При этом замещение выбывающих мощностей РБМК-1000 компенсируется вводом блоков с реакторами ВВЭР-1200 (по аналогии с Ленинградской и Курской АЭС). Также при составлении прогноза принято, что топливный цикл составляет 3 года, ежегодная выгрузка ОЯТ — 20 т/год. На рис. 4 представлен прогноз

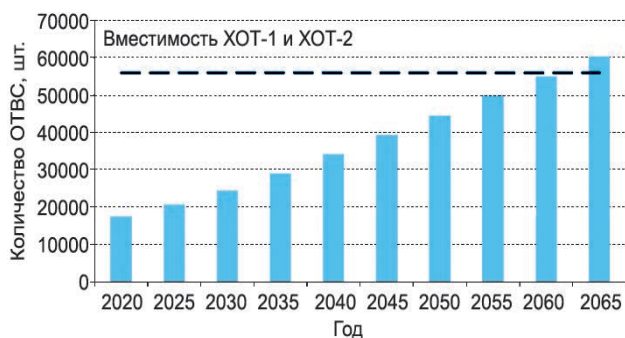


Рис. 4. Прогноз накопления ОТВС в пунктах хранения

накопления ОТВС на основе умеренного сценария развития работ по переработке ОЯТ.

Исчерпание совокупной вместимости ХОТ-1 (в случае его длительной эксплуатации) и ХОТ-2 произойдет на рубеже 2060 года в любом рассмотренном варианте. Для выбора тактики переработки важно, что объем ожидающего переработки ОЯТ будет расти, а средние сроки выдержки быстро снижаться не будут.

### Тактика переработки ОТВС

Предварительно оценим максимальное тепловыделение упаковки БСС на момент захоронения при переработке двух ОТВС (~ 1 т ОЯТ), учитывая, что в соответствии с проектной документацией, объем полученного БСС составит 0,12 м<sup>3</sup>. Поскольку детальная информация по конструкции упаковки, в которой будут захораниваться БСС, отсутствует, то консервативно, так как у АФС этот показатель значительно выше, примем поправочный коэффициент равным 2,5. При таких допущениях максимальное тепловыделение упаковки РАО на момент загрузки в ПГЗРО не должно превышать 600 Вт.

Наиболее прямолинейный подход к формированию графика переработки ОЯТ заключается в последовательном извлечении накопленных ОТВС в хронологическом порядке. Понятно, что такая последовательная переработка ОТВС будет приводить к нежелательным эффектам:

- на поверхности придется хранить относительно холодное стекло и стекло, которое недостаточно выдержано для захоронения;
- за первые два десятка лет будут переработаны все ОТВС, накопившиеся к моменту запуска ОДЦ (2021 г.), а тепловыделение БСС уже на момент его получения для большинства случаев будет в пределах допустимых значений;
- в результате переработки более «свежих» ОТВС будут образовываться БСС с высоким тепловыделением и потребуются их дополнительная длительная выдержка.

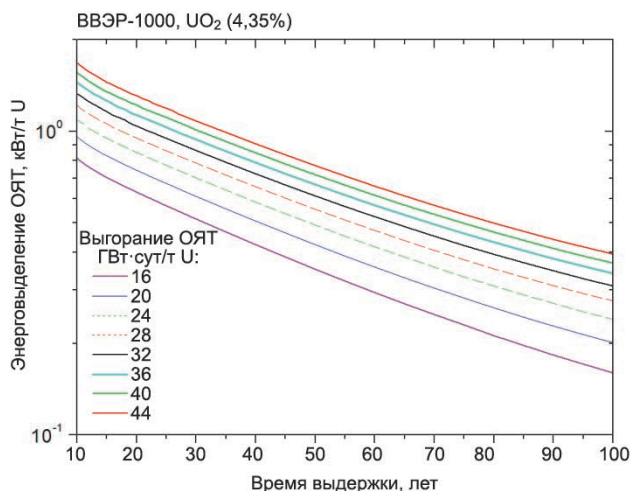


Рис. 5. Изменение энерговыведения ОЯТ различного выгорания при долговременной выдержке

Для прогнозирования тепловыделения ОЯТ/БСС на долгосрочный период (40—70 лет) проведены соответствующие оценки (при условии полного поглощения энергии всех излучаемых частиц, включая гамма-излучение) с использованием программного комплекса TRACT [6] (рис. 5). В целом результаты расчетов коррелируют с данными, представленными в справочнике и руководстве по безопасности [7, 8].

Анализ расчетных данных показывает, что для переработки сборок с максимальным выгоранием накопленного на настоящий момент ОЯТ (44 МВт-сут/кг U), необходимо их предварительно выдержать ~ 60 лет. Это подтверждает тезис: переработка ОТВС в хронологическом порядке приведет к тому, что будет накапливаться «горячее» стекло.

Для того чтобы избежать подобных ситуаций, необходимо выстроить сбалансированную систему формирования партий ОТВС на переработку с учетом задач ОДЦ по ежегодным объемам переработки ОЯТ. При этом ключевым показателем должно стать значение энерговыведения БСС на момент загрузки в ПГЗРО.

Для формирования сбалансированных по тепловыделению упаковок БСС на момент загрузки в ПГЗРО определим граничные условия:

$$W_{\min} \leq \sum_n \sum_i n A_i \cdot P_i \cdot e^{-\lambda_i(t_{\text{зарп}} - t_{\text{пер}})} \cdot w_i \leq W_{\max},$$

где:  $n A_i$  — активность  $i$ -го радионуклида на момент переработки  $n$ -й ОТВС;  $P_i$  — коэффициент изменения активности  $i$ -го радионуклида в процессе переработки ОЯТ (извлечение, технологические потери и т. д.);  $\lambda_i$  — постоянная распада  $i$ -го радионуклида [1/год];  $t_{\text{зарп}}$  — год загрузки упаковки БСС в ПГЗРО;  $t_{\text{пер}}$  — год переработки



партии ОТВС;  $w_i$  — тепловыделение на один распад  $i$ -го радионуклида [Вт/расп.];  $W_{\text{мин}}$  — минимальное тепловыделение на момент загрузки упаковки БСС в ПГЗРО, определяемое условиями размещения [кВт];  $W_{\text{макс}}$  — максимальное тепловыделение на момент загрузки РАО в ПГЗРО, определяемое нормативными требованиями [кВт].

$$W_{\text{макс}} = W_{\text{пр}} \cdot V_{\text{РАО}} \cdot k \cdot \frac{n}{2},$$

где:  $W_{\text{пр}}$  — максимальное тепловыделение на единицу объема [кВт/м<sup>3</sup>];  $V_{\text{РАО}}$  — объем РАО [м<sup>3</sup>];  $k$  — коэффициент, учитывающий изменение объема РАО за счет упаковки;  $n$  — количество перерабатываемых ОТВС.

Для демонстрации реализуемости такого подхода рассмотрим наиболее оптимистичный сценарий:

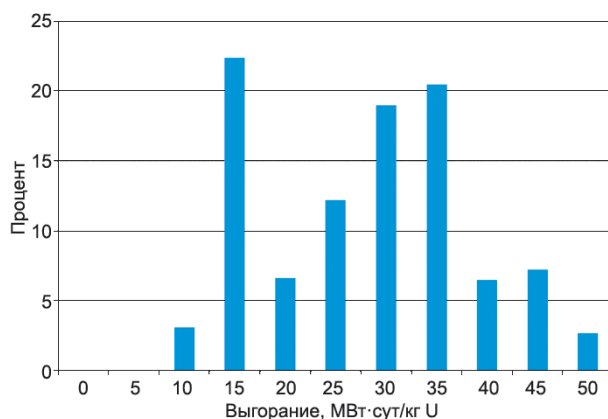
- начало переработки ОТВС — 2021 г., загрузки БСС в ПГЗРО — 2050 г.;
- ежегодный объем переработки ОЯТ на ОДЦ после выхода на стационарный режим работы — 400 т;
- ежегодные объемы загрузки БСС в ПГЗРО — 100 т;
- партия ОТВС на переработку формируется из 2 шт. (исходя из того, что из 1 т ОЯТ образуется 0,12 м<sup>3</sup> БСС, т. е. одна упаковка).

Чтобы отправлять на захоронение в ПГЗРО ежегодно 100 т БСС с требуемым тепловыделением, необходимо переработать 618 специально отобранных ОТВС.

Для удобства разобьем наработку ОТВС на десятилетия, при этом переработку ОТВС построим таким образом, чтобы в течение десяти лет работы ОДЦ перерабатывались не только накопленные за первые 10 лет, но и более свежие. В таком случае общее время выдержки ОЯТ/БСС будет лежать в диапазоне 40–70 лет, в зависимости от периода наработки ОТВС (табл. 2). При реализации такого сценария БСС, образованные в 2021 г., отправятся на захоронения в 2050 году.

**Таблица 2. Времена выдержки ОТВС/БСС**

Период наработки ОЯТ, г.	Год начала переработки	Выдержка ОЯТ до переработки, лет	Год начала загрузки в ПГЗРО	Общее время выдержки ОЯТ (БСС) до захоронения, лет
1981–1990	2021 г.	40	2050 г.	70
1991–2000		30		60
2001–2010		20		50
2011–2020		10		40



**Рис. 6. Распределение накопленных ОТВС за первые 10 лет эксплуатации АЭС ВВЭР-1000 по выгоранию**

По паспортным данным за первые 10 лет работы энергоблоков ВВЭР-1000 (1981–1990 гг.) передано на ГХК 1270 ОТВС. Для их равномерной переработки сформируем ежегодные партии по величине глубины выгоранию. Исходя из общей картины распределения количества ОТВС по выгоранию (рис. 6), ежегодная партия на переработку представлена в табл. 3. Каждая из партий ОТВС других периодов наработки будет составлять 164 шт.

**Таблица 3. Распределение ежегодно перерабатываемых ОТВС первого периода наработки (1981–1990 гг.)**

Диапазон выгорание ОЯТ, МВт·сут/кгU	Ежегодное количество ОТВС на переработку, шт.
0–20	41
20–30	40
30–40	34
40–50	12

На примере первой партии ОТВС на переработку покажем принципиальную возможность реализации такого целевого подхода. Консервативно предположим, что наименее выдержанная партия ОТВС (2011 г.) в размере 164 шт. полностью состоит из сборок с максимальным выгоранием 44 МВт·сут/кг U. Для того чтобы их переработать, необходимо сформировать партии ОТВС со сроками выдержки, приведенными в (табл. 4). Даже с учетом сделанных консервативных предположений видно, что сформировать необходимую партию на переработку реально, т. е. существует принципиальная возможность ежегодного формирования подобных партий ОТВС.

Предложенный подход должен быть апробирован на реальных данных по накопленным ОТВС за другие периоды работы энергоблоков

Таблица 4. Срок выдержки ОТВС с различным выгоранием для формирования партии на переработку

Выгорание, МВт-сут/кг U	Минимальный срок выдержки ОТВС, лет
8	Менее 7
12	Менее 7
16	40
20	50
24	60
28	65
32	75
36	80
40	85
44	90

(1991—2018 гг.) и дополнительным возможностям осреднения ЖРО перед остекловыванием. После актуализации данный подход целесообразно применить для многовариантного анализа с неопределенными исходными условиями, включая различные сценарии загрузки РАО в ПГЗРО (начало, объемы загрузки и т. д.), объемы переработки ОЯТ и т. д., для того, чтобы избежать реализации неблагоприятных сценариев образования РАО с непроектными радиационными характеристиками.

При этом понятно, что могут появиться дополнительные обстоятельства, которые потребуют внеочередной переработки какой-либо сборки, в том числе с относительно малым периодом выдержки и большим выгоранием. Поэтому необходимо разрабатывать соответствующий компонент автоматизированной системы управления технологическим процессом (АСУТП), который бы решал подобную задачу оптимизации параметров БСС в конкретных условиях производства.

Отдельную тему представляет надежность исходных данных по выгоранию. Целесообразна организация по крайней мере выборочного инструментального контроля. Примеры подобных установок известны [9, 10].

#### Хранение БСС до передачи на захоронение

Процессы создания таких сложных объектов, как ОДЦ и ПГЗРО, делают задачу работы с колес (образование/захоронение) заведомо нерешаемой. Более того, общепринятой практикой является и выдержка РАО с целью снижения энерговыделения. Уже в настоящее время условия для такой выдержки на ГХК сформированы. Для вывоза РАО в проекте ОДЦ принята

технологическая схема, которая предусматривает, что после хранения упаковок с БСС проводится их вывоз из хранилищ. Перегрузочная машина (ПМ) по заданным координатам осуществляет выемку упаковки из ячейки хранения и перемещает ее на пост ревизии для прохождения выходного контроля, то есть внешнего осмотра, контроля идентификационного номера, оформления сопроводительной документации с помощью СГУиК РВ и РАО. Далее упаковка с БСС с помощью ПМ устанавливается на транспортную тележку и перемещается по существующему транспортному коридору в камеру комплектации пеналов (ККП) отделения остекловывания ВАО (отделение 19). После выходного контроля упаковка через шибер камеры ККП перемещается во внутриобъектовый защитный контейнер типа «Скафандр» и на платформу разгрузочно-загрузочной машины (РЗМ). РЗМ с упаковкой БСС транспортируется в приемное отделение ОДЦ (отделение 05), после чего передается в отсек бассейна выдержки «мокрого» хранилища ВВЭР-1000 здания № 1. Далее упаковка с БСС по схеме перегрузки ОЯТ ВВЭР-1000 из «мокрого» хранилища в «сухое» может быть передана на технологическое хранение (для снижения тепловыделения до требуемых норм) в «сухое» хранилище ОЯТ ВВЭР-1000, либо по схеме загрузки «мокрого» хранилища может быть загружена, например, в ТУК-13 для дальнейшего вывоза железнодорожным транспортом.

#### Оптимизация и снижение консервативности

В работе не рассмотрен ряд обстоятельств, которые могут оказать влияние на конечные проектные и технологические решения. Попытаемся их качественно и количественно охарактеризовать.

$K_1$  — коэффициент, зависящий от среднего включения оксидов ВАО в БСС. В силу многих технологических причин возможно уменьшение процента включения ВАО в стекло, что приведет к снижению активности стекла и, в конечном счете, к увеличению его объема и снижению тепловыделения (на 10—50%).

$K_2$  — коэффициент, учитывающий соотношение объема БСС в упаковке и ее общего объема. Здесь принят равным 1:2,5 (в отличие от упаковок с АФС, где этот коэффициент втрое выше).

$K_3$  — коэффициент плотности загрузки остеклованных ВАО. В принципе может быть организована несплошная схема загрузки, в которой соседние камеры захоронения заполняются с временным интервалом в 15—20 лет. Этот коэффициент может составить 0,8—0,9.

$K_4$  — коэффициент консервативности расчетов выгорания и тепловыделения. Все оценки выгорания и основанного на нем тепловыделения выполнялись расчетным путем. Опыт эксплуатации «мокрых» и «сухих» хранилищ ОЯТ свидетельствует только о том, что эти значения не превышались. Организация инструментального контроля этих параметров, возможно, даст значение консервативности в 0,9–0,95. Соответствующие меры по организации инструментального контроля ядерно-физических и тепловых параметров ОТВС на ГХК предусматриваются.

### Заключение

В части ВАО от переработки накопленных объемов ОЯТ, уже находящихся на хранении на ФГУП «ГХК», задачи получения упаковок БСС, пригодных к захоронению по параметрам тепловыделения в ПГЗРО с началом загрузки в 2050 и 2060 гг., возможно решить при условии смешения партий ОЯТ с различными временами выдержки и выгоранием. Для этого должны быть последовательно созданы компоненты АСУТП.

Для начальных этапов работы ОДЦ целесообразно ограничиться наработкой стекла, которое будет пригодно для захоронения с 2060 г. Такой режим позволит в перспективе приберегать ОТВС с малыми выгораниями и большими сроками хранения для производства при необходимости и в ограниченных количествах более холодного стекла.

Основные сценарные условия целесообразно регулярно пересматривать, в том числе по итогам первых лет эксплуатации ОДЦ, результатам проведения исследований в ПИЛ и принятию решений по созданию ПГЗРО.

### Благодарность

Выражаем благодарность за содействие в подготовке материалов и написании статьи сотрудникам ИБРАЭ РАН Савельевой Е. А., Бирюкову Д. В. и Рукавичниковой А. А.

### Литература

1. Колупаев Д. Н., Шереметьев А. В. Перспективы замыкания ядерного топливного цикла // IX Российской конференции с международным участием «Радиохимия 2018», 17–21 сентября 2018 г., Санкт-Петербург.
2. Дорофеев А. Н., Линге И. И., Самойлов А. А., Шафутдинов Р. Б. К вопросу финансово-экономического обоснования повышения эффективности нормативной базы ЕГС РАО // Радиоактивные отходы. 2017. № 1. С. 22–31.
3. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения: НП-093-14: утв. Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 декабря 2014 г. № 572
4. Стратегия создания пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов / Госкорпорация «Росатом». — Москва, 2018.
5. 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.
6. Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачев И. В. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеристики радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. 2018. № 2 (3). С. 95–104.
7. Колобашкин В. М., Рубцов П. М., Ружанский П. А., Сидоренко В. Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник. — М.: Энергоатомиздат, 1983.
8. Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водородных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных: утв. Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 26 марта 2014 г. № 11.

---

### Информация об авторах

Блохин Павел Анатольевич, научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, ул. Б. Тульская, д. 52), e-mail: blokhin@ibrae.ac.ru.

Дорофеев Александр Николаевич, кандидат технических наук, руководитель Проектного офиса, Госкорпорация «Росатом» (119017, Москва, ул. Большая Ордынка, 24), e-mail: ANDorofeev@rosatom.ru.

Линге Игорь Иннокентьевич, доктор технических наук, заместитель директора, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Б. Тульская ул., д. 52), e-mail: linge@ibrae.ac.ru.

Меркулов Игорь Александрович, главный инженер предприятия, Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат» (662972, Россия, Красноярский край, Железнодорожск, ул. Ленина, д. 53), e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su.

Сеелев Игорь Николаевич, кандидат физико-математических наук, директор изотопно-химического завода, Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат» (662972, Россия, Красноярский край, Железнодорожск, ул. Ленина, д. 53), e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su.

Тихомиров Денис Валерьевич, заместитель главного инженера изотопно-химического завода по ОДЦ, Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат» (662972, Россия, Красноярский край, Железнодорожск, ул. Ленина, д. 53), e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su.

Уткин Сергей Сергеевич, доктор технических наук, заведующий отделением, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, (115191, Москва, ул. Большая Тульская, 52), e-mail: uss@ibrae.ac.ru.

Хаперская Анжелика Викторовна, кандидат химических наук, старший менеджер Проектного офиса «Формирование системы обращения с ОЯТ», Госкорпорация «Росатом» (119017, Москва, ул. Большая Ордынка, 24), e-mail: AVKhaperskaya@rosatom.ru.

### Библиографическое описание статьи

Блохин П. А., Дорофеев А. Н., Линге И. И., Меркулов И. А., Сеелев И. Н., Тихомиров Д. В., Уткин С. С., Хаперская А. В. О возможности управления характеристиками боросиликатного стекла при переработке ОЯТ ВВЭР-1000 на ОДЦ «ГХК» // Радиоактивные отходы. 2019. № 2 (7). С. 49–57. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-49-57.

---

## OPPORTUNITIES FOR CONTROLLING BOROSILICATE GLASS PARAMETERS DURING VVER-1000 SNF REPROCESSING AT PDC MCC

Blokhin P. A.<sup>1</sup>, Dorofeev A. N.<sup>2</sup>, Linge I. I.<sup>1</sup>, Merkulov I.A.<sup>3</sup>, Seelev I. N.<sup>3</sup>, Tikhomirov D. V.<sup>3</sup>, Utkin S. S.<sup>1</sup>, Khaperskaya A. V.<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Safety Institute of RAS, Moscow

<sup>2</sup>State Corporation "Rosatom", Moscow

<sup>3</sup>FSUE "Mining and Chemical Combine", Zheleznogorsk, Krasnoyarsk Krai

Article received 13 May 2019

*The paper considers planning the parameters of 1 class RW generated in VVER-1000 SNF reprocessing for the purposes of disposal. This type of SNF will be reprocessed at the pilot demonstration centre at FSUE "MCC", and the generated waste will be packed in canisters with borosilicate glass. Taking into account that the basic technology envisages production of RW packages with heat generation capacity of about 26 kW/m<sup>3</sup>, which is substantially in excess of the disposal criteria (2 kW/m<sup>3</sup>), the authors considered various scenarios for evolution of PDC and DRWDF and suggested an approach to forming SNF batches for reprocessing which would produce RW complying with the requirements.*

**Keywords:** spent nuclear fuel (SNF), radioactive waste (RW), borosilicate glass, RW disposal, deep radioactive waste disposal facility (DRWDF), heat generation

### Acknowledgments

We would like to thank IBRAE RAN employees E. A. Savelyeva, D. V. Biryukov and A. A. Rukavichnikova for their assistance in preparation of the article and supporting materials.

### References

1. Kolupaev D. N., Sheremet'ev A. V. Perspektivy zamykaniya yadernogo toplivnogo cikla [Prospects of closing the nuclear fuel cycle]. Doklad na IX Rossijskoj konferencii s mezhdunarodnym uchastiem



“Radiohimiya-2018” [Report at the IX Russian conference with international participation “Radiochemistry-2018”]. 17–21 September 2018, St-Petersburg.

2. Dorofeev A. N., Linge I. I., Samojlov A. A., Sharafutdinov R. B. K voprosu finansovo-ekonomicheskogo obosnovaniya povysheniya effektivnosti normativnoj bazy EGS RAO [Feasibility study on enhancing the efficiency of USS RW regulatory framework]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2017, no. 1, pp. 22–31.

3. Kriterii priemlemosti radioaktivnyh othodov dlya zahoroneniya: NP-093-14: utv. prikazom Federal'noj sluzhby po ekologicheskomu, tekhnologicheskomu i atomnomu nadzoru ot 15 dekabrya 2014 g. No. 572. [Criteria for acceptance of radioactive waste for disposal: NP-093-14: approved by Decree of the Federal Service for Environmental, Technical and Nuclear Supervision on of 15.12.2014. No. 572].

4. Strategiya sozdaniya punkta glubinnogo zahoroneniya radioaktivnyh othodov / Goskorporaciya «Rosatom» [Strategy for establishment of a deep radioactive waste disposal facility [Text] / State Corporation “Rosatom”]. Moscow, 2018.

5. Dorofeev A. N., Bol'shov L. A., Linge I. I., Utkin S. S., Savel'eva E. A. Strategicheskij master-plan issledovaniy v obosnovanie bezopasnosti sooruzheniya, ekspluatatsii i zakrytiya punkta glubinnogo zahoroneniya radioaktivnyh othodov [Strategic Master-Plan for R&D

Demonstrating the Safety of Construction, Operation and Closure of a Deep Geological Disposal Facility for Radioactive Waste]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2017, no. 1, pp. 34–43.

6. Blokhin A. I., Blokhin P. A., Sipachev I. V. Vozmozhnosti raschetnogo koda TRACT dlya resheniya zadach karakterizatsii radionuklidnogo sostava RAO i OYAT [Capabilities code TRACT to solve problems of characterization radioactive waste and spent fuel]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2018, no. 2 (3), pp. 95–104.

7. Kolobashkin V. M., Rubcov P. M., Ruzhanskij P. A., Sidorenko V. D. Radiacionnye harakteristiki obluchennogo yadernogo topliva: Spravochnik [Radiation characteristics of irradiated nuclear fuel]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1983. 384 p.

8. Radiacionnye i teplofizicheskie harakteristiki otrabotavshogo yadernogo topliva vodo-vodyanyh energeticheskikh reaktorov i reaktorov bol'shoj moshchnosti kanal'nyh: utv. Prikazom Federal'noj sluzhby po ekologicheskomu, tekhnologicheskomu i atomnomu nadzoru ot 26 marta 2014 g. № 1 [Radiation and thermal physical characteristics of spent nuclear fuel of water-water commercial reactors and RBMK reactors: approved by Decree of the Federal Service for Environmental, Technical and Nuclear Supervision on of 26 March 2014, No. 1].

---

### Information about the authors

*Blokhin Pavel Anatol'evich*, Researcher, Nuclear Safety Institute of RAS, (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, 115191), e-mail: blokhin@ibrae.ac.ru.

*Dorofeev Aleksandr Nikolaevich*, PhD, Head of the Project Office, State Corporation Rosatom (24, Bolshaya Ordynka St., Moscow, 119017, Russia), e-mail: ANDorofeev@rosatom.ru.

*Linge Igor Innokentevich*, Doctor of Technical Sciences, Deputy Director, Nuclear Safety Institute of RAS (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, Russia, 115191), e-mail: linge@ibrae.ac.ru.

*Merculov Igor Aleksandrovich*, Chief Engineer of an enterprise, Federal State Unitary Enterprise “Mining and Chemical Combine” (53, Lenin Str., Zheleznogorsk, Krasnoyarsk Region, 662972, Russia), e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su.

*Seelev Igor Nikolaevich*, PhD, Director of the Isotope-chemical Plant, Federal State Unitary Enterprise “Mining and Chemical Combine” (53, Lenin Str., Zheleznogorsk, Krasnoyarsk Region, 662972, Russia), e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su.

*Tikhomirov Denis Valerievich*, Deputy Chief Engineer of the Isotope-chemical Plant, Federal State Unitary Enterprise “Mining and Chemical Combine” (53, Lenin Str., Zheleznogorsk, Krasnoyarsk Region, 662972, Russia), e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su.

*Utkin Sergey Sergeevich*, Doctor of Technical Sciences, Head of Department, Nuclear Safety Institute RAS (52, Bolshaya Tulsкая St., Moscow, 115191), e-mail: uss@ibrae.ac.ru.

*Haperskaya Anzhelika Viktorovna*, PhD, Senior Manager of the Project Office on the Development of Spent Nuclear Fuel Management System, State Corporation Rosatom (24, Bolshaya Ordynka St., Moscow, 119017), e-mail: AVKhaperskaya@rosatom.ru.

### Bibliographic description

Blokhin P. A., Dorofeev A. N., Linge I. I., Merkulov I. A., Seelev I. N., Tikhomirov D. V., Utkin S. S., Khaperskaya A. V. Opportunities for Controlling Borosilicate Glass Parameters During VVER-1000 SNF Reprocessing at PDC MCC. *Radioactive Waste*, 2019, no. 2 (7), pp. 49–57. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-49-57. (In Russian).