НАУЧНЫЕ И ПРОЕКТНЫЕ АСПЕКТЫ ОСТЕКЛЫВАНИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АЭС С ВВЭР-1200

В. Т. Сорокин¹, Д. И. Павлов², В. А. Кашеев³, Н. Д. Мусатов³, А. С. Баринов⁴

¹АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург

²Санкт-Петербургский филиал АО «ФЦНИВТ «СНПО «ЭЛЕРОН» — «ВНИПИЭТ», Санкт-Петербург

³АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. акад. А. А. Бочвара», Москва

⁴Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

Статья поступила в редакцию 17 марта 2020 г.

В статье проведено сравнение технологий переработки кубовых остатков жидких радиоактивных отходов АЭС ВВЭР-1200. На основании современного состояния развития Единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами, технологической и проектно-конструкторской проработки различных способов переработки проведено сравнение методов остекловывания и цементирования. Сделан вывод о перспективности промышленного использования метода остекловывания для переработки жидких отходов АЭС и радиохимических производств.

Ключевые слова: радиоактивные отходы (РАО), жидкие РАО (ЖРО) АЭС ВВЭР-1200, остекловывание РАО, индукционный плавитель, захоронение, пункт захоронения.

В процессе эксплуатации АЭС образуется значительное количество жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Основными источниками их образования являются: трапные воды (стоки, образующиеся в процессе дезактивации оборудования при проведении регламентных и ремонтных работ), регенерационные растворы и растворы от промывки фильтров. Эти отходы представляют собой высокосолевые растворы, загрязненные продуктами деления, радионуклидами коррозионного происхождения, различными веществами, используемыми для поддержания водно-химического режима и дезактивации оборудования. Образующиеся ЖРО подвергаются упариванию, и кубовый остаток (КО) подлежит отверждению и кондиционированию.

Согласно требованиям федерального закона «Об обращении с радиоактивными отходами и

о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» № 190-ФЗ жидкие РАО перед захоронением должны быть переведены в отвержденную форму и приведены в соответствие критериям приемлемости [1]. При подготовке кубового остатка к кондиционированию проводится его переработка с целью перевода в устойчивую твердую форму. Для этого используются различные методы:

- глубокое упаривание КО до получения твердых солей («солевой плав»);
- отверждение с использованием вяжущих материалов;
- очистка КО от содержащихся в них радионуклидов;
- остекловывание КО.

Качественное сравнение методов обращения с КО АЭС представлено в табл. 1.

**Таблица 1. Сравнение методов обращения
с КО АЭС ВВЭР-1200**

Достоинства матрицы и технологии	Недостатки матрицы и технологии
Метод цементирования	
<ul style="list-style-type: none"> • простота технологического оборудования; низкотемпературный процесс 	<ul style="list-style-type: none"> • увеличение объема отвержденных отходов; • невысокая гидролитическая устойчивость; • сложность подготовки ЖРО к цементированию
Метод глубокого упаривания	
<ul style="list-style-type: none"> • простота технологического оборудования 	<ul style="list-style-type: none"> • высокая растворимость солевого остатка; • возможность перехода конечного продукта в текучее состояние; • высокая коррозионная активность солевого остатка
Метод селективной очистки	
<ul style="list-style-type: none"> • возможность регенерации борной кислоты 	<ul style="list-style-type: none"> • сложная технология; • необходимость захоронения высокоактивного сорбента в пункт глубинного захоронения; • необходимость локализации солей с повышенным содержанием техногенных радионуклидов
Метод остекловывания	
<ul style="list-style-type: none"> • высокая гидролитическая устойчивость; • значительное сокращение конечного объема отвержденных отходов; • возможность отверждения ЖРО любого уровня активности; • низкая скорость выщелачивания 	<ul style="list-style-type: none"> • высокая температура процесса; • унос радионуклидов в газовую фазу; • относительно высокие энергозатраты на плавление стекла; • сложность проведения технологического процесса, связанная с необходимостью применения высоких температур; • необходимость использования специального газоочистного оборудования для очистки от оксидов азота, образующихся в процессе остекловывания

Метод глубокого упаривания кубового остатка. Отверждение КО методом глубокого упаривания состоит в следующем. КО с содержанием 300—400 г/л подвергается дополнительному упариванию до содержания 1500—1800 г/л на установке глубокого упаривания (УГУ). Образовавшийся жидкотекучий продукт при температуре около 80 °С сливается в бидоны емкостью 200 л, где после остывания переходит в твердое состояние («солевой плав»). Этот метод для отверждения КО используется на Нововоронежской и Балаковской АЭС с реакторами ВВЭР.

К настоящему времени в расположенных на территории АЭС хранилищах твердых РАО размещено значительное количество бидонов с солевым плавом, который в соответствии с классификацией, установленной в Постановлении Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069 «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» (Постановление Правительства № 1069), относится к удаляемым радиоактивным отходам 3 класса [2]. Однако такая форма не в полной мере соответствует критериям приемлемости упаковок РАО для захоронения.

В работе [3] было показано, что для приведения к критериям приемлемости для РАО класса 3 бидоны с солевым плавом должны быть подвергнуты дополнительной контейнеризации, например, с использованием контейнеров типа НЗК-150-1,5П. Хотя этот метод переработки КО, с учетом стадий кондиционирования, транспортирования и захоронения, характеризуется наименьшими затратами по сравнению с другими, применяемыми на российских АЭС, высокая растворимость солевого плава и переход его в текучее состояние за счет поглощения воды при контакте с атмосферным воздухом становятся поводом для дискуссии о необходимости проведения дополнительных операций по переработке солевого плава, позволяющих перевести его в труднорастворимую форму.

Отверждение КО с использованием вяжущих материалов. В российских проектах в качестве основного метода переработки ЖРО принято упаривание с последующим отверждением КО с использованием цементного материала. Суть метода заключается в смешении высокосолевого водных растворов кубового остатка с цементом и необходимыми добавками с последующим твердением получаемого в результате этого цементного раствора.

Этот метод принят в проектах российских (Курская-2, Ленинградская-2, Нововоронежская-2) и зарубежных (Белорусская, Эль-Дабаа, Пакш-2, Ханхикиви-1 и др.) АЭС с РУ ВВЭР-1200.

Несмотря на относительную простоту и низкую стоимость, он характеризуется увеличением объема отвержденного продукта по сравнению с объемом перерабатываемого КО за счет относительно невысокой степени включения солей в компаунд, необходимостью строгого соблюдения технологии цементирования, а также

отсутствием достаточного референтного опыта цементирования отходов с принятыми в проектах АЭС химическими составами ЖРО, в которых содержание боратов может изменяться в широком диапазоне.

Ближайшим аналогом технологии отверждения ЖРО АЭС ВВЭР-1200 является Ростовская АЭС, на которой в течение многих лет эксплуатируется установка цементирования кубового остатка. Промышленному внедрению метода цементирования на Ростовской АЭС предшествовала научно-исследовательская и опытно-промышленная разработка технологических параметров процесса, обеспечивающих надежную работу оборудования и получение цементного компаунда с максимально возможной степенью наполнения, качество которого удовлетворяло бы нормативным требованиям [4].

Имеющийся опыт цементирования КО ЖРО на Смоленской АЭС не может являться референтным для проектируемых станций ВВЭР-1200, поскольку в составе ЖРО отсутствуют бораты.

Очистка КО от радионуклидов. Предпосылкой для разработки этого метода явилось то, что при нормальных условиях эксплуатации его активность определяется главным образом содержанием радионуклидов цезия, стронция, кобальта и марганца, которые могут быть поглощены на неорганических сорбентах с очень высокой степенью селективности. Процесс очистки включает ряд последовательных стадий: озонирование растворов с целью деструкции органических веществ и разрушения комплексов, связывающих радионуклиды и препятствующих их сорбции; фильтрация с целью отделения осадков, образующихся на предыдущей стадии; селективная сорбция радионуклидов из фильтрата. После переработки высокосолевого фильтрат подвергается глубокой упарке, в результате чего он после охлаждения превращается в твердый материал, который представляет собой смесь солей. При использовании этой технологии основная доля радиоактивных веществ концентрируется в осадках и сорбентах, при этом соли по своему уровню активности не относятся к радиоактивным отходам.

Следует отметить, что метод ионоселективной очистки КО, освоенный на Кольской АЭС, пока еще не доказал свою эффективность и универсальность для других станций.

Остекловывание кубовых остатков. Альтернативой рассмотренным может стать метод остекловывания. Изначально он разрабатывался для отверждения высокоактивных отходов (ВАО), образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива.

В промышленном масштабе отверждение РАО методом остекловывания освоено во Франции (с 1977 г.), США (Савана-Ривер, Вествелли, с 1980 г.), Германии (Карлсруэ), Бельгии (Моль, плавитель Памела, с 1990 г.), России (ПО «Маяк», с 1986 г.).

Общепризнано, что из промышленно используемых в настоящее время способов переработки ЖРО именно метод остекловывания позволяет получить наиболее устойчивый материал, надежно фиксирующий радиоактивные вещества. Основным узлом установок остекловывания РАО является плавитель той или иной конструкции, в котором происходит плавление солей, содержащихся в отходах, и стеклообразующих материалов (шихты). В качестве аппаратов-плавителей для остекловывания к настоящему времени в наибольшей степени разработаны и опробованы два основных типа:

- керамические плавители прямого электрического нагрева. В этом случае необходимое для плавления тепло выделяется при пропускании электрического тока через расплав стекломассы, находящейся в плавителе;
- индукционные плавители двух типов: в одном необходимая энергия выделяется при взаимодействии электромагнитного поля, возбуждаемого генератором, и токопроводящей стенки металлического тигля (горячий тигель), а в другом — при индуцировании электрического тока внутри находящегося в тигле расплава стекломассы (холодный тигель).

При выборе типа плавителя для отверждения жидких радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации АЭС, необходимо учитывать, что конструкционные особенности плавителей прямого электрического нагрева требуют постоянного поддержания стекломассы в расплавленном состоянии в течение всего времени их эксплуатации. При периодическом поступлении на отверждение жидких отходов такой режим работы приводит к непроизводительным энергозатратам.

Разработанные к настоящему времени индукционные плавители с «горячим» тиглем имеют недостаточную единичную производительность — около 15 кг/ч, и небольшой срок службы тигля — 2000 ч, поэтому, с учетом значительного объема накопленных на АЭС отходов, применение такого типа плавителя с технологической точки зрения не оправдано.

На основании проведенного анализа разработанных к настоящему времени различных типов плавителей, применяющихся для остекловывания РАО, для эксплуатации на АЭС наиболее предпочтительным является использование

установок с индукционным плавителем «холодный» тигель (ИПХТ).

Этот плавитель (рис. 1) представляет собой конструкцию, состоящую из вертикальных водоохлаждаемых и изолированных друг от друга металлических секций, выполненных из нержавеющей стали (7). Внутри тигля находится расплав оксидов или стекла (5), который является электропроводящим и поглощает энергию электромагнитного поля, генерируемую ВЧ-генератором. При этом выделяется тепло, которое расходуется на компенсацию потерь и поддержание заданной температуры расплава.

Рис. 1. Схема индукционного плавителя с «холодным» тиглем

1 – питатель, 2 – выход охлаждающей воды,
3 – перегородка, 4 – индуктор, 5 – расплав,
6 – сливной носок, 7 – профилированные секции,
8 – вход охлаждающей воды, 9 – газоход

Для подвода высокочастотного электромагнитного поля служит цилиндрический индуктор (4), который охватывает тигель.

В процессе работы тигля по поверхности контакта расплава с охлаждаемой стенкой и дном образуется слой гарнисажа (слой расплава, застывшего при контакте с охлаждаемыми поверхностями тигля), который препятствует затеканию расплава в зазоры между секциями тигля, предохраняет от коррозии его материал, а также играет роль футеровки и теплоизоляции ванны.

Для предотвращения попадания в зону слива расплава непроплавленного материала предусмотрена водоохлаждаемая перегородка (3). Слив расплава производится непрерывно через сливной носок (6).

Основными достоинствами плавителей типа ИПХТ являются:

- высокая удельная производительность;
- возможность работы как в непрерывном, так и периодическом режиме;
- возможность дистанционной замены;
- небольшие габариты плавителя, которые позволяют проектировать компактные камеры для размещения установки остекловывания.

В качестве примера корректности выбранного решения по использованию ИПХТ можно привести многолетний опыт практического применения указанной технологии для остекловывания отходов среднего уровня активности, накопленный в МосНПО «Радон» [3].

Технологии остекловывания с использованием индукционной печи с «холодным» тиглем в отношении отходов низкого и среднего уровня активности были рассмотрены компаниями SGN и KERCO еще в 1995 г. Проведенные работы продемонстрировали рентабельность этого решения применительно к отходам Корейской атомной электростанции [4].

В настоящее время промышленная технология остекловывания РАО с использованием ИПХТ и получением боросиликатных стекол разрабатывается под научным руководством АО «ВНИИНМ» и АО «Радиовый институт им. В. Г. Хлопина» для ОДЦ ФГУП ГХК, ФГУП «ПО «Маяк» и ОДЭК АО «СХК» [5–6].

Таким образом, можно констатировать, что в Российской Федерации накоплен 30-летний опыт остекловывания радиоактивных отходов различного состава и уровня активности. В ближайшие годы этот опыт будет расширен за счет введения в эксплуатацию новых промышленных и опытных установок.

Проектные решения по остекловыванию КО АЭС ВВЭР-1200

При нормальной эксплуатации АЭС ВВЭР-1200 ожидается образование примерно $25 \text{ м}^3/\text{год}$ кубового остатка с содержанием около 400 г/дм^3 . Расчетный химический состав КО представлен в табл. 2.

Максимальная активность кубового остатка может достигать $5 \cdot 10^2 \text{ МБк/дм}^3$, радионуклидный состав: ^{137}Cs — $\sim 97,5\%$, ^{60}Co — $\sim 2\%$, другие радионуклиды — менее 1% .

Таблица 2. Расчетный среднегодовой состав КО

Компонент	Концентрация, г/дм ³	Концентрация в пересчете на оксиды, г/дм ³	Химический состав по оксидам, масс. %
BO ₃ ³⁻	8,083	4,1	1,24
K ⁺	5,389	6,5	1,97
NH ₄ ⁺	2·10 ⁻³	–	–
NO ₃ ⁻	65,975	–	–
MnO ₂	6,699	6,7	2,03
Cl ⁻	0,13·10 ⁻³	–	–
Fe ²⁺ , Fe ³⁺	8,738	12,4	3,76
CO ₃ ²⁻	79,374	–	–
Сульфонол	0,874	–	–
ГМФН	2,039	–	–
Na ⁺	222,829	300,3	91,0
Общее	400,0	–	–

Таблица 3. Состав стекол для отверждения РАО

Завод/страна/отходы	SiO ₂	P ₂ O ₅	B ₂ O ₃	Al ₂ O ₃	CaO	MgO	Na ₂ O	Другие	Наполнение отходами
R7/T7, Франция, ВАО	47,2	–	14,9	4,4	4,1	–	10,6	18,8	≤ 28
DWPF, США, ВАО	49,8	–	8,0	4,0	1,0	1,4	8,7	27,1	≤ 33
WVP, Великобритания, ВАО	47,2	–	16,9	4,8	–	5,3	8,4	17,4	≤ 25
Pamela, Германия, Бельгия, ВАО	52,7	–	13,2	2,7	4,6	2,2	5,9	18,7	≤ 30
ГУП ПО «Маяк», Россия, ВАО	–	52,0	–	19,0	–	–	21,2	7,8	≤ 33
ГУП МосНПО «Радон», Россия, САО	43,3	–	6,6	3,0	13,7	–	23,9	9,8	≤ 35

В табл. 3 представлен состав стекол для отверждения РАО [3].

На основании приведенных данных по рецептурам боросиликатных стекол, количество включаемых в стекло оксидов, содержащихся в КО, составляет ~ 30 масс. %.

Таким образом, из 1 дм³ КО образуется примерно 1000 г боросиликатного стекла с активностью 5·10⁸ Бк/кг. При средней плотности стекла 2,5 кг/дм³ объем остеклованных отходов составит 0,4 дм³. Годовое количество остеклованных отходов составит 2,5·10⁴ кг или 10 м³.

При производительности ИПХТ примерно 10 кг/ч по стеклу, годовой объем КО (25 м³) будет переработан примерно за 100 суток непрерывной работы.

На рис. 2 представлена принципиальная аппаратурно-технологическая схема установки для остекловывания КО АЭС ВВЭР-1200.

Рассмотрим основные технологические операции остекловывания КО.

Кубовый остаток с солесодержанием 400 г/л из емкости (1) насосом (2) с расходом 10 л/ч подается в прямоточный испаритель (3), где упаривается до концентрации 1000 г/л. Для корректировки химического состава КО предусматривается внесение в него необходимых реагентов с использованием мерников (4) для их дозирования. Из испарителя раствор поступает в сепаратор (5), жидкая фаза в количестве 4 л/ч сливается в монжус (6) объемом 0,5 м³, оборудованный паровой рубашкой и мешалкой, а парогазовая

Рис. 2. Принципиальная аппаратурно-технологическая схема остекловывания КО АЭС ВВЭР-1200
I – система подготовки кубового остатка к отверждению; II – система остекловывания солевого плава;
III – система герметизации бидонов; IV – система формирования НЗК;
V – система подготовки флюсующих добавок и дозирования реагентов; VI – система газочистки

Контейнер НЗК для остеклованных РАО
(вид сверху, без крышки)

Бидон для
остеклованных РАО
(увеличено)

1-1

Контейнер НЗК с остеклованными РАО
(вид в разрезе, без крышки)

Рис. 3. Эскиз контейнера НЗК для бидонов с остеклованными РАО

фаза поступает в систему газоочистки. После заполнения монжуса из бункера-смесителя (7) при помощи шнекового дозатора (8) в него подаются стеклообразующие и флюсующие добавки. После смешения солевого плава с флюсующими добавками гомогенная смесь дозируется насосом (9) в ИПХТ (10). Парогазовая фаза поступает в систему газоочистки, состоящую из теплообменника (11), фильтров ФСГО (12) и ПФТС (13), аппаратов БРУНС (14) и СМОГ (15), подогревателя (16), аппарата для очистки от гемииоксида (17), холодильника (18) и вакуумного насоса (19). Аппараты газоочистки обеспечат очистку технологических газов от радиоактивных аэрозолей и оксидов азота до санитарных норм.

Расплавленная стекломасса, содержащая оксиды радионуклидов, периодически сливается в металлический бидон (20) емкостью 65 дм³ (рис. 3), установленный на карусельном транспортере (21). Заполненный бидон грузоподъемным механизмом (22) устанавливается на тележку (23) и перемещается в отделение герметизации, где на него устанавливается крышка, которая фиксируется методом дистанционной сварки (24). Герметичный бидон транспортируется в отделение формирования упаковки, в котором бидон краном (25) устанавливается в железобетонный контейнер НЗК с девятью гнездами (26) (см. также рис. 3). После установки девяти бидонов контейнер закрывается крышкой, герметизируется и направляется на хранение и (или) захоронение.

По предварительным оценкам, строительный объем, необходимый для размещения установки остекловывания, составит около 4 тыс. м³ (включая электрооборудование установки и операторскую).

Аппаратурное исполнение и транспортно-технологическое оборудование установки для остекловывания жидких низко- и среднеактивных отходов АЭС может быть значительно проще, чем установок остекловывания ВАО, проектируемых в настоящее время для радиохимических производств (ОДЭК, ОДЦ). Дорогостоящее дистанционно управляемое оборудование, необходимое для обращения с ВАО, в случае остекловывания САО может быть заменено на более доступное оборудование ручного управления. Такие операции, как замена ИПХТ, могут проводиться в присутствии персонала.

Следует также отметить, что, при необходимости замены, отработанный тигель также можно разместить в контейнере НЗК.

В табл. 4 представлены расчетные годовые показатели работы установки остекловывания и характеристика конечного продукта.

Таблица 4. Расчетные годовые показатели работы установки остекловывания

Наименование	Показатель	Примечания
Годовое количество КО, м ³	25,0	–
Объем остеклованных РАО, м ³	10	–
Масса остеклованных РАО, кг	25 000	–
Суммарная активность, Бк	1,25·10 ¹³	–
Удельная активность стекла, Бк/г	5·10 ⁵	РАО 3 класса
Количество бидонов, шт.	154	объем – 65 дм ³
Количество НЗК-150-1,5П, шт.	17	вместимость 9 бидонов
Суммарная активность в упаковке, Бк	7,3·10 ¹¹	упаковка типа А
Мощность дозы на поверхности упаковки, мЗв	менее 2	–

Технико-экономическая оценка

С целью определения экономических преимуществ технологии остекловывания КО АЭС перед базовой технологией отверждения (цементированием) проведено сравнение технико-экономических показателей этих методов с учетом затрат на кондиционирование, транспортирование и захоронение.

Технология цементирования предусматривает концентрирование КО до солесодержания 800 г/л, охлаждение раствора до 60 °С, перемешивание с вяжущим материалом в смесителе в течение 5 минут. При растворяющем отношении 0,8–0,9 включение солей составит ~25 масс.%, прочность — более 5 МПа, выщелачиваемость — менее 10⁻³ г/(см²·сут), плотность компаунда — ~2 г/см³. Розлив цементного компаунда осуществляется в металлические бочки емкостью 200 л или в бетонный контейнер с металлической вставкой. Металлические бочки устанавливаются в бетонный контейнер НЗК-150-1,5П, по четыре в каждом.

В табл. 5 представлены расчетные годовые показатели работы установки цементирования и характеристика конечного продукта.

В табл. 6 представлены затраты на кондиционирование КО методами остекловывания и цементирования и на захоронение кондиционированных отходов.

Затраты на переработку КО методом остекловывания могут быть определены при выполнении проектных проработок и специального технико-экономического исследования.

Предварительные технико-экономические показатели методов цементирования и остекловывания КО, представленные в табл. 6, подтверждают

конкурентоспособность метода остекловывания КО АЭС с ВВЭР-1200.

Таблица 5. Расчетные годовые показатели работы установки цементирования

Наименование	Показатель	Примечания
Годовое количество КО, м ³	25,0	–
Объем цементированных РАО, м ³	38,8	–
Масса цементированных РАО, кг	77000	–
Суммарная активность, Бк	$1,25 \cdot 10^{13}$	–
Удельная активность цемента, Бк/г	$1,6 \cdot 10^5$	РАО 3 класса
Количество бочек, шт.	200	объем – 0,2 м ³
Количество НЗК-150-1,5П, шт.	50	емкость – 4 бочки
Суммарная активность в упаковке, Бк	$2,4 \cdot 10^{11}$	упаковка типа А
Мощность дозы на поверхности упаковки, мЗв	менее 2	–

Таблица 6. Техно-экономические показатели кондиционирования КО и захоронения, тыс. руб./год

Наименование статей затрат	Метод отверждения	
	Остекловывание	Цементирование
Бидоны /бочки	6 930	6 000
Контейнеры НЗК-150-1,5П	2 550	7 550
Транспортирование	504	1 480
Захоронение	10 071	29 618
Итого:	20 055	44 648

Заключение

В рамках данной статьи разработаны принципиальные проектные решения по остекловыванию кубового остатка АЭС ВВЭР-1200 и проведено сравнение с принятым в проектах АЭС базовым вариантом отверждения — цементированием.

Проведенные расчеты показали, что остеклованный кубовый остаток АЭС ВВЭР-1200 относится к 3 классу по классификации РАО для захоронения, что позволяет упаковки с остеклованными отходами захоранивать в приповерхностных пунктах окончательной изоляции.

Предложенное решение по формированию радиационной упаковки с остеклованными РАО на базе контейнера НЗК-150-1,5П обеспечивает соответствие требованиям к упаковкам типа А по НП-053-16 и критериям приемлемости для захоронения по радиационному содержанию, по мощности дозы на поверхности упаковки,

сохранению изолирующей способности и другим требованиям федеральных норм.

Укрупненная технико-экономическая оценка, а также сравнение показателей с показателями базового варианта, с учетом затрат на основные расходные материалы, кондиционирование, транспортирование и захоронение показывают, что остекловывание кубового остатка за счет сокращения объема отходов может быть более чем в два раза эффективнее цементирования. При этом обеспечивается более высокая радиационная безопасность при обращении с упаковками на транспортно-технологических операциях при хранении, транспортировании и захоронении.

Разработанные решения могут быть использованы для жидких среднеактивных РАО радио-химических производств.

Литература

1. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
2. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069 «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».
3. Сорокин В. Т. Обоснование безопасности захоронения солевого плава, образующегося на установках глубокого упаривания АЭС, размещенного в контейнерах НЗК-150-1,5П // Радиоактивные отходы. 2019. № 2 (7). С. 31–40.
4. Захарова К. П., Химченко О. М., Суханов Л. П. и др. Разработка технологического режима цементирования солевых концентратов Волгодонской АЭС // Атомная энергия. 2007. Т. 103. Вып. 5. С. 309–314.
5. Ожован М. И., Полуэктов П. П. Применение стекол при иммобилизации радиоактивных отходов // Безопасность окружающей среды. 2010. № 1. С. 112–115.
6. Миунг-Джаи Сонг. Остеклованные отходы // Атомная техника за рубежом. 2003. № 10. С. 14–18.
7. Алой А. С., Трофименко А. В., Кольцова Т. И. и др. Физико-химические характеристики остеклованных модельных ВАО ОДЦ ГХК // Радиоактивные отходы. 2018. № 4 (5). С. 67–75.
8. Козлов П. В., Ремизов М. Б., Макаровский Р. А. и др. Основные подходы, опыт и проблемы переработки накопленных в емкостях жидких радиоактивных отходов сложного химического состава // Радиоактивные отходы. 2018. № 4 (5). С. 55–66.

Информация об авторах

Сорокин Валерий Трофимович, доктор технических наук, главный технолог АО «АТОМ-ПРОЕКТ» (197183, Санкт-Петербург, ул. Савушкина, д. 82 лит. А), e-mail: vsorokin@atomproekt.com.

Павлов Дмитрий Игоревич, руководитель направления отдела по обращению с РАО и ООС Санкт-Петербургского филиала АО «ФЦНИВТ «СНПО «ЭЛЕРОН» — «ВНИПИЭТ» (197183, Санкт-Петербург, ул. Дибуновская, д. 55), e-mail: dipavlov@eleron.ru.

Кащеев Владимир Александрович, кандидат физико-математических наук, директор отделения, АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт им. академика А. А. Бочвара» (123060, Москва, ул. Рогова, д. 5а), e-mail: ppp@bochvar.ru.

Мусатов Николай Дмитриевич, главный специалист, АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт им. академика А. А. Бочвара» (123098, Москва, ул. Рогова, д. 5а), e-mail: ndmusatov@mail.ru.

Баринов Александр Сергеевич, кандидат технических наук, старший научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Б. Тульская ул., д. 52), e-mail: barinov@ibrae.ac.ru.

Библиографическое описание статьи

Сорокин В. Т., Павлов Д. И., Кащеев В. А., Мусатов Н. Д., Баринов А. С. Научные и проектные аспекты остекловывания жидких радиоактивных отходов АЭС с ВВЭР-1200 // Радиоактивные отходы. 2020. № 2 (11). С. 56–65. DOI:10.25283/2587-9707-2020-2-56-65.

SCIENTIFIC AND DESIGN ASPECTS OF LIQUID RADIOACTIVE WASTE VITRIFICATION FROM NUCLEAR POWER PLANTS WITH WWER-1200 REACTOR UNITS

Sorokin V. T.¹, Pavlov D. I.², Kashcheev V. A.³, Musatov N. D.³, Barinov A. S.⁴

¹АО «АТОМПРОЕКТ», Saint-Petersburg, Russia

²Saint-Petersburg branch of JSC «FCNIVT «SNPO «ELERON» — «VNIPIET», Saint-Petersburg, Russia

³JSC A. A. Bochvar High-technology Research Institute of Inorganic Materials», Moscow, Russia

⁴Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia

Article received on March 17, 2020

The article presents a comparison of technologies for liquid radioactive waste bottom sediment processing from NPPs with WWER-1200 reactor units. Vitrification and cementing methods were compared based on the state of art in the development of the Unified State System for Radioactive Waste Management, as well as engineering and design study of various processing methods. The research demonstrates that industrial use of the vitrification method can be seen as a promising one when it comes to the processing of liquid radioactive waste from NPPs and radiochemical plants.

Keywords: radioactive waste (RW), liquid RW (LRW), WWER-1200 NPP, vitrification of RW, induction melter, disposal, disposal facility.

References

1. Federalnyy zakon ot 11 iulya 2011 g. No. 190-FZ "Ob obrashchenii s radioaktivnymi othodami i o vnesenii izmenenij v otдел'nye zakonodatel'nye akty Rossijskoj Federacii" [Federal Law of July 11 2011 No. 190-FZ "On radioactive waste management and amendment of some acts of law of the Russian Federation"]].
2. Postanovleniye Pravitelstva Rossiyskoy Federatsii ot 19 oktyabrya 2012 g. No. 1069 «O kriteriyakh otneseniya tverdykh, zhidkikh i gazoobraznykh othodov k radioaktivnym otkhodam, kriteriyakh otneseniya radioaktivnykh otkhodov k osobym radioaktivnym otkhodam i k udalyayemym radioaktivnym otkhodam i kriteriyakh klassifikatsii udalyayemykh radioaktivnykh otkhodov» [Decree of the Government of the Russian Federation of 19 October 2012 No. 1069 "On the criteria of designation of solid, liquid and gaseous waste as radioactive waste, criteria of radioactive waste designation as non-retrievable radioactive waste and retrievable radioactive waste and criteria of classification of retrievable radioactive waste"]].
3. Sorokin V. T. Obosnovanie bezopasnosti zakhroneniya solevogo plava, obrazuyushchegosya na ustanovkakh glubokogo uparivaniya AES, razmeshchennogo v konteynerakh NZK-150-1,5P [Disposal Safety Justification for Salt Melt Generated at NPP Evaporation-to-the-maximum-salt Concentration Plants and Packed in NZK-150-1.5P Containers]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2019, no. 2 (7), pp. 31–40.
4. Zakharova K. P., Khimchenko O. M., Sukhanov L. P., Aleksandrov V. V., Sal'nikov A. A., Khromovskikh E. V., Pushkarev V. M. Razrabotka tekhnologicheskogo rezhima tsementirovaniya solevykh kontsentratov Volgodonskoy AES [Development of the process regime for cementing salt concentrates from the Volgodonsk nuclear power plant]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 2007, vol. 103, no. 5, pp. 884–889.
5. Ozhovan M. I., Poluektov P. P. Primenenie stekol pri immobilizatsii radioaktivnykh otkhodov [Application of Glass for Immobilisation of Radioactive Waste]. *Bezopasnost' okruzhayushchey sredy — Environmental Safety*, 2010, no. 1, pp. 112–115.
6. Maung-Ji Sung. Osteklovannyye otkhody [Vitrified Waste]. *Atomnaya tekhnika za rubezhom — Nuclear engineering abroad*, 2003, no. 10, pp. 14–18.
7. Aloy A. S., Trofimenko A. V., Kol'tsova T. I. et. al. Fiziko-khimicheskie kharakteristiki osteklovannykh model'nykh VAO ODTs GKHK [Physico-Chemical Characteristics of the Vitrified Simulated HLW at EDC MCC]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2018, no. 4 (5), pp. 67–75.
8. Kozlov P. V., Remizov M. B., Makarovskiy R. A. et al. Osnovnye podkhody, opyt i problemy pererabotki nakoplenykh v emkostyakh zhidkikh radioaktivnykh otkhodov slozhnogo khimicheskogo sostava [Basic Approaches, Experience and Problems Related to Reprocessing of Liquid Radioactive Waste of Complex Chemical Composition Accumulated in Storage Tanks]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2018, no. 4 (5), pp. 55–66.

Information about the authors

Sorokin Valery Trofimovich, Ph.D, Chief Technology JSC ATOMPROEKT (82-A Savushkina st., St. Petersburg, 197183, Russia), e-mail: vsorokin@atomproekt.com.

Pavlov Dmitriy Igorevich, Team Leader of Saint-Petersburg branch of JSC FCNIVT "SNPO "ELERON" — "VNIPIET" (55, Dibunovskaiy st., St. Petersburg, 197183, Russia), e-mail: dipavlov@eleron.ru.

Kashcheev Vladimir Alexandrovich, PhD, Director of the Department, JSC "VNIINM" (5a, Rogova St., Moscow, 123098, Russia), e-mail: ppp@bochvar.ru.

Musatov Nikolai Dmitrievich, Chief specialist, JSC "VNIINM" (5a, Rogova St., Moscow, 123098, Russia), e-mail: ndmusatov@mail.ru.

Barinov Aleksandr Sergeevich, PhD, Senior Researcher, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: barinov@ibrae.ac.ru.

Bibliographic description

Sorokin V. T., Pavlov D. I., Kashcheev V. A., Musatov N. D., Barinov A. S. Scientific and Design Aspects of Liquid Radioactive Waste Vitrification from Nuclear Power Plants with WWER-1200 Reactor Units. *Radioactive Waste*, 2020, no. 2 (11), pp. 56–65. (In Russian). DOI: 10.25283/2587-9707-2020-2-56-65.