

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ЗАХОРОНЕНИЯ СОЛЕВОГО ПЛАВА, ОБРАЗУЮЩЕГОСЯ НА УСТАНОВКАХ ГЛУБОКОГО УПАРИВАНИЯ АЭС, РАЗМЕЩЕННОГО В КОНТЕЙНЕРАХ НЗК-150-1,5П

В. Т. Сорокин

АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург

Статья поступила в редакцию 24 апреля 2019 г.

Проведено технико-экономическое сравнение методов отверждения кубовых остатков АЭС реакторов ВВЭР с учетом обращения на заключительных стадиях. Представлено научно-техническое обоснование безопасности захоронения солевого плава, размещенного в контейнерах НЗК-150-1,5П.

Ключевые слова: солевой плав, кондиционирование, технико-экономические показатели, безопасность захоронения.

В проектах первых АЭС в отношении радиоактивных отходов (РАО) была принята концепция отложенного решения. Жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) — кубовые остатки, пульпы ионообменных смол и перлита и шламы, направлялись на хранение в специальных емкостях.

С середины 80-х годов начали создавать установки по переработке жидких и твердых РАО. В табл. 1 представлена информация о существующих и планируемых к строительству установках переработки кубовых остатков (КО), из которой видно, что промышленными методами переработки КО на российских АЭС являются: битумирование, глубокое упаривание до солей, ионоселективная очистка и цементирование.

Следует отметить, что в литературе отсутствует технико-экономический анализ используемых технологий.

В табл. 2 представлены качественное сравнение методов отверждения КО и продуктов их переработки.

В настоящее время установки битумирования КО эксплуатируются только на Калининской АЭС.

Способ глубокого упаривания ЖРО в качестве основного был принят на Нововоронежской и Балаковской АЭС. На установках глубокого упаривания (УГУ) образуется солевой плав плотностью 1,8–2,1 кг/дм³ с содержанием кристаллизационной влаги, по разным данным, от 5 до 20%.

Солевой плав размещается в металлические контейнеры ЗП551 и А2201 объемом 0,2 м³ и хранится в таком виде в специальных сооружениях. Данные отходы в соответствии с ПП РФ от 19.10.2012 №1069 [2] относятся к удаляемым радиоактивным отходам 3 и 4 класса.

Контейнеры с солевым плавом 3 класса в некоторых случаях не отвечают общим критериям приемлемости упаковок для захоронения по ряду требований федеральных норм и правил [3] в части сохранения изолирующей способности упаковки РАО (не менее 100 лет) и по мощности дозы гамма-излучения от контейнеров.

Таблица 1. Существующие и планируемые установки переработки КО на действующих российских АЭС [1]

АЭС	Методы переработки КО			
	Ионоселективная очистка	Глубокое упаривание до солей	Цементирование	Битумирование
Балаковская	–	с 1992 г.	–	–
Белоярская	с 2022 г.	–	с 2022 г.	–
Билибинская	–	–	–	–
Калининская	–	–	–	с 1986 г.
Кольская	с 2006 г.	–	в резерве с 1995 г.	–
Курская	с 2019 г.	–	с 2019 г.	–
Ленинградская	с 2019 г.	–	с 2019 г.	с 1986 г. в наст. время в резерве
Нововоронежская	–	с 1991 г.	–	–
Ростовская	–	–	с 2005 г.	–
Смоленская	с 2015 г.	–	с 2011 г.	–

Действующие
 Планируемые
 Остановленные

Таблица 2. Сравнение методов отверждения КО и продуктов их переработки

Метод переработки	Достоинства	Недостатки
Битумирование	Относительная простота процесса	Пожароопасность. Увеличение объема отходов. Расслоение битума в процессе хранения. Биокоррозия. Газообразование
Цементирование	Относительная простота. Пожаробезопасность	Необходимость корректировки состава КО. Увеличение объема отходов
Ионоселективная очистка	Оптимальное фракционирование радионуклидов. Возможность извлечения ценных компонентов для рецикла	Сложная технология. Получение трех видов отходов. Необходимо наличие нескольких установок
Упаривание до солей	Простота процесса	Отсутствие матрицы

Этим обусловлена перманентная дискуссия о необходимости проведения дополнительных операций по кондиционированию солевого плава, позволяющих перевести их в форму, пригодную для окончательного захоронения, а также о возможности в дальнейшем использовать данный способ на новых АЭС с РУ ВВЭР-1200.

Метод ионоселективной очистки КО, освоенный на Кольской и Смоленской АЭС, показал хорошую эффективность фракционирования ЖРО с получением конечных продуктов, различающихся сроком потенциальной опасности: сорбент (термоксид-35), содержащий ^{137,134}Cs, шлам, содержащий в основном ⁶⁰Co и солевой плав, не относящийся к радиоактивным отходам.

К недостаткам технологии можно отнести необходимость эксплуатации нескольких установок: озонирования, сорбции, глубокого упаривания, цементирования или сушки шламов. Привлекательность данной технологии может существенно повыситься, если будет внедрена

технология извлечения борной кислоты и других реагентов из солевого плава.

Цементирование КО широко применяется за рубежом и на ряде российских объектов для отверждения низко- и среднеактивных отходов. Достоинствами метода являются сравнительная простота осуществления перемешивания концентрата ЖРО со связующим материалом, негорючесть цементного компаунда, высокая прочность и достаточно низкая выщелачиваемость радионуклидов, которые могут быть достигнуты при строгом соблюдении технологии цементирования.

Этот метод переработки КО принят в проектах российских и зарубежных АЭС с РУ ВВЭР-1200 в качестве базового.

Недостатками метода цементирования ЖРО являются невысокая степень включения солей, высокое содержание связанной воды, необходимость строгого соблюдения технологии цементирования.

Метод цементирования ЖРО применяется на Смоленской и Ростовской АЭС. Промышленному

внедрению метода цементирования на Ростовской АЭС предшествовала разработка технологических параметров процесса, обеспечивающих надежную работу оборудования и получение цементного компаунда с максимальной возможной степенью наполнения, качество которого удовлетворяло бы требованиям нормативных документов.

В результате проведения НИОКР на модельных и реальных отходах Ростовской АЭС было установлено [4]:

- качество цементного компаунда при цементировании ЖРО АЭС с РУ ВВЭР-1000 зависит от содержания концентрата кубового остатка, наличия, количества и формы боратов, щелочности раствора, типа и состава вяжущего, растворяющего отношения, температуры растворов и других факторов;
- оптимальные условия цементирования ЖРО должны определяться для каждого конкретного состава жидких отходов, типа вяжущего и специальных добавок с установлением допустимых границ изменения солевого состава отходов, концентрации солей и растворяющего отношения.

Альтернативой рассмотренным методам отверждения борсодержащих ЖРО АЭС может рассматриваться остекловывание борсодержащих ЖРО с получением боросиликатного стекла в индукционном плавителе с холодным тиглем (ИПХТ) [5].

С целью сравнения некоторых технологий обращения с кубовым остатком нами рассмотрены шесть вариантов, перечень которых представлен в табл. 3.

Таблица 3. Варианты обращения с кубовым остатком

Номер варианта	Метод отверждения кубового остатка	Первичная упаковка	Контейнер
В-1	Цементирование	Металлическая бочка	НЗК-150-1,5П
В-2	Цементирование	–	НЗК-150-1,5П
В-3	Глубокое упаривание до солей	Металлическая бочка	НЗК-150-1,5П
В-4	Глубокое упаривание до солей	–	НЗК-150-1,5П
В-5	Ионоселективная очистка	Фильтр-контейнер Бочка для солей ОНАО	НЗК-150-1,5П
В-6	Остекловывание	Металлическая бочка	НЗК-150-1,5П

В табл. 4 представлены результаты расчета годовых эксплуатационных затрат на отверждение кубового остатка от выпарки ЖРО в расчете

на один блок ВВЭР-1200 с учетом стоимости реагентов, энергетики, контейнеров и тарифов на захоронение кондиционированных отходов [6]. При расчетах не учитывались амортизация оборудования, заработная плата персонала, затраты на освещение, отопление, вентиляцию и другие статьи, связанные с эксплуатацией установок отверждения, что увеличит суммарные затраты, но соотношения существенно не изменятся.

Анализ таблицы показывает, что метод цементирования с розливом цементного компаунда в металлические бочки с последующим размещением в защитные контейнеры НЗК является самым дорогим. Отказ от использования бочек и розлив цементного компаунда непосредственно в контейнер НЗК в два раза снижает затраты на переработку и захоронение кубового остатка.

Затраты по вариантам с остекловыванием и ионообменной очисткой кубового остатка сопоставимы и занимают промежуточное положение между вариантами с цементированием и глубоким упариванием. Однако по защитным свойствам остеклованная форма отходов намного превосходит солевой плав и цементный компаунд.

Таблица 4. Годовые эксплуатационные затраты обращения с кубовым остатком от выпарки ЖРО в расчете на один блок ВВЭР-1200, тыс. руб.

Наименование статей затрат	Метод отверждения ЖРО					
	В-1	В-2	В-3	В-4	В-5	В-6
Переработка	300	300	10720	10720	17500	6460
Бочки	6400	–	900	–	150	2640
Контейнеры	6480	3240	1440	720	1440	2640
Транспортирование	1680	840	248	124	264	683
Захоронение	33567	16790	4975	2487	5282	13675
Итого:	48426	21170	18283	14051	24636	26098
	345%	150%	130%	100%	175%	186%

Глубокое упаривание кубового остатка до солевого плава, как это принято на Нововоронежской и Балаковской АЭС, является самым экономичным методом переработки борсодержащих КО.

В настоящее время на Балаковской и Нововоронежской АЭС наработано несколько десятков тысяч бочек с солевым плавом. Определяющим в решении дальнейшей схемы обращения с этими отходами будет играть обоснование безопасности при хранении и захоронении упаковок с солевым плавом.

Возможны два подхода к решению проблемы солевого плава: переработка с целью включения

в более надежную матрицу и размещение солевого плава в контейнеры без переработки с получением упаковки, отвечающей критериям приемлемости для захоронения.

Для переработки накопленного на АЭС солевого плава можно использовать существующие и предлагаемые методы: обезвоживание солевого плава на установке с индукционным нагревом, цементирование, включение в магнийфосфатную матрицу, битумирование, включение в полиэфирные смолы, ионоселективную сорбцию, остекловывание.

Указанные методы переработки солевого плава требуют создания и эксплуатацию специальных установок для извлечения плава из контейнеров, включения плава в ту или иную матрицу, размещения отвержденного продукта в контейнеры с получением упаковки, соответствующей требованиям федеральных норм и правил. Экономическая оценка этих методов была сделана в первой части настоящей работы, и к приведенным затратам потребуются дополнительные на извлечение плава из контейнеров и их растворение с целью последующей переработки. Наиболее простым и экономически перспективным решением кондиционирования солевого плава, по-видимому, является размещение

контейнеров в специальные бетонные невозвратные защитные контейнеры НЗК-150-1,5П.

В 2003 году концерном «Росэнергоатом» было принято «Техническое решение № НВАЭС ТР-252 К03 об изменении условий хранения металлических контейнеров с солевым концентратом УГУ на НВАЭС», предусматривающее размещение упаковок в железобетонных контейнерах НЗК-150-1,5П.

Такое решение позволило:

- обеспечить безопасное хранение контейнеров с солевым плавом, у которых истек срок службы;
- конструкцию хранилищ;
- безопасность подъемно-транспортных операций при обращении с контейнерами;
- дозовые нагрузки персонала;
- упаковки с солевым плавом для передачи Национальному оператору на захоронение.

Основным условием передачи упаковок Национальному оператору является соответствие требованиям, установленным федеральными нормами и правилами для РАО данного класса и установленным критериям приемлемости РАО для захоронения в определенный ПЗРО (эксплуатируемый или планируемый).

Наиболее важные требования к упаковкам РАО 3 и 4 классов представлены в табл. 5.

Таблица 5. Требования к упаковкам для различных классов РАО [3]

Требования	Класс РАО	
	3	4
Мощность дозы на поверхности, мГр/ч	не более 10 мГр/ч	не более 2 мГр/ч на поверхности РАО
Механическая прочность при сжатии	не ниже требований к упаковке типа А, (более 5 МПа)	–
Скорость выхода радионуклидов из упаковки (массовая доля активности, вышедшей из упаковки РАО, за год)	не более 10^{-2} /год для трития;	–
не более 10^{-3} /год для β , γ -отходов;	–	–
не более 10^{-4} /год для α -отходов	–	–
Сохранение изолирующей способности упаковки РАО, год	не менее 100 лет	до размещения на захоронение
Устойчивость к термическим циклам	сохранение прочности и изолирующих свойств после 30 циклов замораживания и оттаивания ($-40...+40$ °С)	–
Радиационная стойкость упаковок РАО	снижение прочности не более чем на 20% от установленного предела при облучении дозой 10^6 Гр или прогнозируемой дозой	–

Рассмотрим, насколько характеристики упаковок с солевым плавом соответствуют нормативным требованиям. Следует отметить, что свойства невозвратных защитных контейнеров, обеспечивающие радиационную безопасность, прочность, изолирующую способность и долговечность, подробно рассмотрены в монографии [7].

Требования радиационной безопасности

По данным работы [8] более 30% контейнеров А2201 на Нововоронежской АЭС имели МЭД на поверхности контейнера с РАО более 2,0 мЗв/ч.

При размещении контейнеров А2201 в контейнеры НЗК со смещением и засыпкой (заливкой) свободного пространства материалом

плотностью 2,1 г/см³ можно достичь коэффициента ослабления гамма-излучения:

- порядка 15 для граней НЗК с минимальным слоем буферной засыпки;
- порядка 380 для граней НЗК с максимальный слоем буферной засыпки.

В результате проведенного кондиционирования МЭД гамма-излучения, измеренная вплотную к грани контейнера НЗК, для большинства контейнеров составила 0,43 мЗв.

Обоснование механической прочности контейнера

Задачей обоснования механической прочности контейнера являлась проверка способности конструкции выдерживать статические и динамические нагрузки:

- при установке контейнеров в штабель в шесть — восемь рядов;
- при падении контейнера на твердое основание с высоты 0,5 и 1,2 м.

Заводские и сертификационные испытания подтвердили механическую прочность контейнеров на статические и динамические нагрузки.

Обоснование изолирующей способности упаковки

Выход радионуклидов из контейнеров может происходить из-за растворения солей, содержащих радионуклиды, и диффузии радионуклидов в поровой влаге стенок контейнера, в защитных инженерных барьерах (при захоронении в приповерхностное ПЗРО) и в геологической формации (при захоронении в глубинном ПЗРО). Для прогнозирования диффузии радионуклидов через стенку контейнера в окружающую среду (например, засыпку и/или вмещающую породу) можно использовать уравнение конечной толщины (стенка контейнера), которое имеет аналитическое решение [9], представленное ниже:

$$C_1(x,t) = C_0 e^{-\lambda t} \left[\operatorname{erfc} \frac{x}{2\sqrt{D_1^{\text{эфф}} t}} - h \sum_{n=1}^{\infty} h^{n-1} \left[\operatorname{erfc} \frac{2nL-x}{2\sqrt{D_1^{\text{эфф}} t}} - \operatorname{erfc} \frac{2nL+x}{2\sqrt{D_1^{\text{эфф}} t}} \right] \right],$$

$$C_2(x,t) = C_0 e^{-\lambda t} \frac{2K_\varepsilon}{1+K_\varepsilon} \sum_{n=1}^{\infty} h^{n-1} \operatorname{erfc} \left[\frac{x-L+(2n-1)K_a L}{2\sqrt{D_2^{\text{эфф}} t}} \right], \quad (1)$$

$$K_\varepsilon = \sqrt{\frac{D_1^i R_1}{D_2^i R_2}}, \quad K_a = \sqrt{\frac{D_2^{\text{эфф}}}{D_1^{\text{эфф}}}}, \quad h = \frac{1-K_\varepsilon}{1+K_\varepsilon}, \quad D_i^{\text{эфф}} = \frac{D_i^i}{R_i}, \quad \operatorname{erfc}(x) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \int_x^{\infty} e^{-x^2} dx,$$

где R_i — коэффициент задержки в i -й среде, D_i^i — внутренний коэффициент диффузии в i -й среде, C_i — концентрация радионуклида в поровой влаге в i -й среде, L — толщина стенки контейнера.

Расчет проводился для ^{137}Cs , что объясняется его значительным процентным содержанием в отходах, продолжительным периодом полураспада, сравнительно большой диффузионной подвижностью в бетоне.

Изменение концентрации ^{137}Cs в стенке контейнера для таких условий показано на рис. 1.

Расчет проведен для бетонной стенки толщиной 150 мм и $D_{\text{эфф}} = 3 \cdot 10^{-13} \text{ м}^2/\text{с}$, для песка $D_{\text{эфф}} = 10^{-10} \text{ м}^2/\text{с}$. В качестве критерия безопасности выбрано не превышение за пределами контейнера величины $\text{УВ}_{\text{вода}}$. Горизонтальная линия на рисунке соответствует величине $\text{УВ}_{\text{вода}}$ для ^{137}Cs , равной $1,1 \cdot 10^4 \text{ Бк}/\text{м}^3$. График на рис. 1 демонстрирует, что НЗК, изготовленные из бетона с $D_{\text{эфф}}$, равным $3 \cdot 10^{-13} \text{ м}^2/\text{с}$, обеспечат

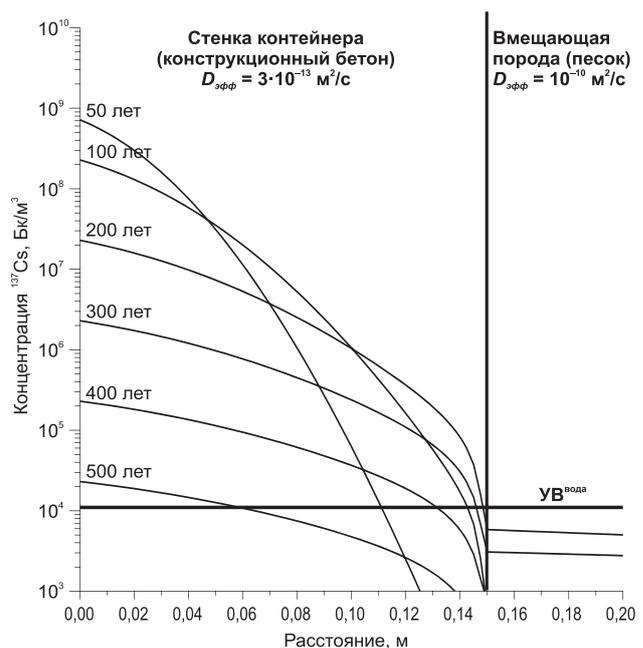


Рис. 1. Изменение концентрации ^{137}Cs в поровой влаге бетонной стенки контейнера толщиной 0,15 м

Захоронение РАО

выполнение выбранного критерия безопасности для ^{137}Cs , и на наружной стенке контейнера цезий никогда не достигнет концентрации уровня вмешательства.

Обоснование долговечности упаковки при хранении

Долговечность упаковки определяется как свойствами конструкционного материала, из

которого изготовлен контейнер, так и условиями его эксплуатации.

Нами предложено отдельно рассматривать долговечность упаковки в условиях хранения и захоронения, поскольку эти стадии обращения существенно различаются по видам воздействия на них природных факторов.

Общепринятая схема обращения с НЗК, условия хранения и захоронения и виды воздействия на контейнер представлены в табл. 6.

Таблица 6. Виды воздействия на контейнер при хранении и захоронении

Обращение с НЗК	Условия хранения или захоронения НЗК	Виды воздействия на НЗК
Хранение в наземных неотапливаемых сооружениях с естественной или принудительной вентиляцией	Продолжительность: от 1 года до 50 лет Переход температуры через ноль: 2 раза в год	Газовая коррозия (карбонизация). Морозное разрушение
Захоронение в приповерхностных пунктах захоронения РАО	Продолжительность: от 250 до 300 лет Температура: всегда положительная. Среда: слабопроницаемые скальные и осадочные породы (глина, суглинок, известняки)	Коррозия выщелачивания. Процессы химического взаимодействия между цементным камнем и агрессивными агентами. Процессы накопления кристаллических новообразований в порах и капиллярах бетона

Основными видами воздействия на бетонные контейнеры при хранении являются газовая коррозия (карбонизация) и морозное разрушение.

Карбонизация

Процесс карбонизации бетона заключается во взаимодействии углекислого газа CO_2 с гидратом окиси кальция $\text{Ca}(\text{OH})_2$ с образованием карбоната кальция CaCO_3 , который протекает в поверхностном слое бетона.

Растворимость карбоната кальция, при прочих равных условиях, примерно в 100 раз ниже растворимости гидрата окиси кальция. Поэтому карбонизация бетона приводит к значительному повышению его стойкости при развитии коррозии I вида. Однако при карбонизации происходит понижение щелочности бетона, что приводит к увеличению коррозии арматуры.

Расчетом показано, что глубина карбонизации бетона за 50 лет составит порядка 0,6–1,3 см. Конструкцией контейнера предусмотрен слой бетона 3 см, что обеспечит защиту арматуры от коррозии.

Морозостойкость

За марку бетона по морозостойкости принимают установленное число циклов попеременного замораживания и оттаивания, проводимое по соответствующим методикам.

Как показали испытания, морозостойкость разработанного состава бетона составила более

F400. После 400 циклов образцы были сняты с испытаний, так как были превышены расчетные требования.

Обоснование долговечности упаковки при захоронении

Основным видом воздействия на бетонные контейнеры при захоронении является коррозия бетона и арматуры под воздействием подземных вод.

Различают три основных вида коррозии.

В первую группу (коррозия I вида) могут быть объединены все те процессы коррозии, которые возникают в бетоне при действии вод с малой жесткостью, когда составные части цементного камня растворяются и уносятся протекающей водой.

Для подтверждения данного заключения по прогнозу долговечности бетона и количественной оценки интенсивности коррозии I вида могут быть выполнены расчеты скорости выщелачивания извести и допустимого коэффициента фильтрации воды или срока сохранения бетоном прочности при фильтрации воды через бетон или при омывании ею поверхности бетона.

Рассмотрим простейший способ подсчета срока службы бетонных и железобетонных конструкций при действии воды под напором для оценки степени опасности этого вида коррозии.

Алгоритм расчета долговечности бетона контейнера при условии действия коррозии I вида представлен в табл. 7.

Таблица 7. Алгоритм расчета долговечности бетона контейнера при условии действия коррозии I вида

Алгоритм расчета	Модель или формула расчета	Ограничения или значения параметров
1 Расчет количества воды, фильтруемой через стенку НЗК	$V = K_{\phi} \cdot \Delta H / X$ K_{ϕ} – коэффициент фильтрации; ΔH – гидравлический уклон; X – толщина стенки	ΔH – принимается 0,013 м/м; X – 0,15 м
2 Расчет количества извести, которое может быть удалено	$q = k \cdot \text{Ц} \cdot \dot{a}$ k – процент выщелачивания CaO; Ц – содержание цемента в бетоне; \dot{a} – содержание CaO в цементе	k – принимается равным 10%; Ц – принимается 0,4 г/см ³ ; \dot{a} – для портландцемента может быть принято 0,65
3 Расчет долговечности бетона стенок НЗК	$T = q / V \cdot C$ C – средняя концентрация извести в воде	C – принимается равной 1,2 г/л

В качестве примера рассматривается ситуация, при которой контейнер с отходами помещается в грунт с потоком подземных вод, характеризующимся следующими параметрами: гидравлический уклон — 0,013 м/м, коэффициент фильтрации внешней среды — 730 м/год (супесь), скорость фильтрации — 9,49 м/год. Эти параметры характерны для грунтов площадки размещения Ленинградского отделения филиала «Северо-западный территориальный округ» ФГУП «РосРАО».

Расчет долговечности для бетона водонепроницаемостью W6, характеризующегося коэффициентом фильтрации $2 \cdot 10^{-9} - 7 \cdot 10^{-9}$ см/с, показал, что срок службы бетона без потери основных технических свойств составит от 450 до 1600 лет.

Это свидетельствует о том, что при малых величинах гидравлического уклона, которыми должна характеризоваться среда размещения контейнеров при захоронении, практически отсутствуют фильтрационные потоки воды в бетоне, и процесс выщелачивания извести, как показывают расчеты, не оказывает никакого воздействия на срок службы бетона.

К II и III группам коррозии относятся процессы, которые развиваются в бетоне при действии вод, содержащих агрессивные вещества, вступающие во взаимодействие с составными частями цементного камня, и при воздействии которых в порах, капиллярах и других пустотах бетона происходит накопление растворимых солей. Процесс усиливается при циклическом воздействии растворов минеральных солей, когда насыщение бетона раствором чередуется с высушиванием.

Эти процессы для контейнеров НЗК могут быть исключены из рассмотрения, поскольку выбор места размещения ПЗРО должен определяться с учетом характеристик (агрессивности) подземных вод, что позволит исключить процессы, приводящие к разрушению бетона в результате коррозии по II и III типу. По мнению

специалистов АО «НИЦ «Строительство» НИИЖБ им. А.А.Гвоздева, в твердом состоянии солевой плав не представляет опасности для эксплуатации бетона класса В50 и водонепроницаемостью W12. В соответствии с СП 28.13330-2017 среда к бетону неагрессивна.

Что касается радиационной стойкости упаковки, можно отметить, что специальными исследованиями установлено, что бетон на портландцементе является радиационно стойким материалом при суммарной поглощенной дозе γ -излучения не ниже $1,95 \cdot 10^7$ Гр [10], а по данным работы [11] стойкость цементных компаундов сохраняется до 10^8 Гр.

Обоснование долговечности металлической емкости

Долговечность металлических контейнеров с солевым плавом или встраиваемой металлической емкости в условиях размещения в невозвратном защитном контейнере НЗК-150-1,5П на срок не менее 50 лет будет определяться коррозионным воздействием сред с внутренней и наружной стороны рассматриваемых емкостей.

Средой, в которой эксплуатируется металлическая емкость с наружной стороны, является герметичный железобетонный контейнер, обеспечивающий отсутствие свободного доступа кислорода, воды и характеризующийся наличием на поверхности бетона щелочной среды.

Анализ литературных данных показывает, что при отсутствии кислорода в растворе и pH более 11 углеродистая сталь практически не подвержена коррозии. Согласно данным, даже в условиях нахождения углеродистой стали в аэрированной пресной воде при pH=12 скорость коррозии составляет порядка 0,02 мм/год, что в пересчете на 50 лет составит 1 мм.

Солевой плав, размещаемый внутри металлического контейнера или металлического вкладыша, обладает высокими ингибирующими

свойствами по отношению к конструкционной стали за счет наличия в составе гидроксида натрия (NaOH), тринатрийфосфата (Na_3PO_4), тетрабората натрия ($\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$) и щелочного pH.

По данным обследования фактического состояния контейнера (металлической бочки) с соевым плавом на Нововоронежской АЭС, выполненного в ЦНИИ КМ «Прометей», внутренняя коррозия составила от 0,01 до 0,02 мм/год, что за 50 лет хранения составит от 0,5 до 1 мм. Также установлено, что наличие в контейнере рассола или размягченного солевого продукта не вызывает увеличение скорости коррозии стали при условии герметичности контейнера.

Таким образом, при вышеуказанных скоростях коррозии и толщине стенки металлического контейнера 4 мм, с запасом обеспечивается долговечность контейнера в течение срока хранения, а именно 50 лет.

Заключение

Сравнение методов обращения с КО АЭС с ВВЭР-1000 показало, что упаривание КО до солей и размещение солевого плава в контейнеры НЗК является наиболее экономичным методом отверждения.

Результаты расчетного, аналитического и экспериментального обоснования безопасности захоронения солевого плава, образующегося при переработке ЖРО АЭС с РУ ВВЭР-1000, при размещении бочек с соевым плавом в контейнеры НЗК-150-1,5П и солевого плава в контейнеры НЗК-150-1,5П(С) показали, что упаковки НЗК с соевым плавом отвечает требованиям к упаковкам РАО 3 класса для захоронения.

Разработанные конструкция контейнеров НЗК-150-1,5П и НЗК-150-1,5П(С) и состав бетона корпуса контейнера обеспечивают механическую прочность при статических и динамических нагрузках, что подтверждено лабораторными исследованиями бетона и сертификационными испытаниями контейнера.

Высокая изолирующая способность упаковки обусловлена высоким качеством конструкционного материала — бетона. Выход радионуклидов из упаковки возможен только по диффузионному механизму. За счет экспериментально определенного низкого коэффициента диффузии выход цезия из упаковки исключен при условии правильного выбора условий захоронения.

Сохранение изолирующей способности упаковки НЗК-150-1,5П в течение 300 лет подтверждено расчетным обоснованием долговечности упаковки в условиях хранения и захоронения при экспериментально определенной высокой

морозостойкости (F400) и низкой водонепроницаемости (W18) конструкционного материала.

Долговечность металлических контейнеров с соевым плавом, размещенных в контейнеры НЗК-150-1,5П, составит не менее 50 лет, что обусловлено благоприятными условиями хранения.

Безопасность захоронения упаковок НЗК с соевым плавом гарантируется правильным выбором условий захоронения, исключающих коррозию бетона стенок контейнера по всем видам коррозии:

- отсутствие потока грунтовых (подземных) вод в ближней зоне захоронения упаковок;
- отсутствие в составе грунтовых (подземных) вод в районе размещения ПЗРО агрессивных к бетону кислот и солей.

Литература

1. Качан П. П., Краснов И. М., Стахов М. Р. Опыт эксплуатации комплекса переработки радиоактивных отходов на Смоленской АЭС // Радиоактивные отходы. 2018. № 1 (2). С. 34—41.
2. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериям отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».
3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» (НП-093-14). — Утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 декабря 2014 г. № 572. Москва, 2014. 43 с.
4. Захарова К. П., Химченко О. М., Суханов Л. П. и др. Разработка технологического режима цементированной солевых концентратов Волгодонской АЭС // Атомная энергия. 2007. Т. 103, вып. 5. С. 309—314.
5. Мусатов Н. Д. и др. Анализ существующих методов кондиционирования солевого плава и разработка оптимальной технологии его переработки к состоянию, приемлемому для долговременного хранения и передачи на захоронение: Отчет о НИР / АО «ВНИИИМ» по договору № 200/220-1-2012 от 25.01.2012 г. с ОП НАЭК «Энергоатом».
6. Об установлении тарифов на захоронение радиоактивных отходов классов 1, 2, 3, 4, 6 на период с 2018 по 2022 годы и тарифов на захоронение радиоактивных отходов класса 5 на 2018 год. Утв. Приказом Федеральной антимонопольной службы № 1812/17 от 28 декабря 2017 года.

7. Контейнеры для радиоактивных отходов низкого и среднего уровня активности: монография / Р. М. Гатауллин, Н. Н. Давиденко, Н. В. Свиридов, В. Т. Сорокин и др.; под редакцией В. Т. Сорокина. М.: Логос, 2012. 256 с. + илл.
8. Наливайко Е. М., Росновский С. В. Готовы к работе с национальным оператором. Организация обращения с отвержденными РАО на Нововоронежской АЭС // Росэнергоатом. 2010, № 8.
9. Лыков А. В. Теория теплопроводности. М.: ГИТТЛ, 1952. С. 258—288.
10. Ахмадьяров Д. М. Бетоны нового поколения для ядерной энергетики и промышленности России // Атомная энергия. 1995. Т. 78, вып. 2. С. 127—132.
11. Варлаков А. П., Капустин В. В., Варлакова Г. А., Жеребцов А. А. Влияние радиационных нагрузок, характерных для высокоактивных отходов, на свойства цементной матрицы // Радиоактивные отходы. 2018. № 1 (2). С. 89—96.

Информация об авторе

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

Библиографическое описание данной статьи

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. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-31-40.

DISPOSAL SAFETY JUSTIFICATION FOR SALT MELT GENERATED AT NPP EVAPORATION-TO-THE-MAXIMUM-SALT CONCENTRATION PLANTS AND PACKED IN NZK-150-1.5P CONTAINERS

Sorokin V. T.

JSC ATOMPROEKT, St.-Petersburg, Russia

Article received 24 April 2019

Engineering and economical comparison of solidification methods has been carried out for still residues from NPP VVER reactors with account for handling at the final stages. Feasibility study of disposal safety for salt melt packed in non-return protective containers NZK-150-1.5P is presented.

Keywords: salt melt, conditioning, technical-and-economic indices, disposal safety

References

1. Kachan P. P., Krasnov I. M., Stakhiv M. R. Opyt ehkspluatacii kompleksa pererabotki radioaktivnyh othodov na Smolenskoj AES [Experience of exploiting the radioactive waste recycling complex at the Smolensk NPP]. *Radioaktivnye othody — Radioactive waste*, 2018, no. 1 (2), pp. 34—41.
2. Postanovlenie Pravitelstva RF ot 19.10.2012 N 1069 «O kriteriyah otneseniya tverdyh, zhidkih i gazoobraznyh othodov k radioaktivnym othodam, kriteriyah otneseniya radioaktivnyh othodov k osobym radioaktivnym othodam i k udalyaemym radioaktivnym othodam i kriteriyah klassifikacii

udalyzemykh radioaktivnykh othodov [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 special radioactive waste and removable radioactive waste and criteria of classification of removable radioactive waste”].

3. Federalnye normy i pravila v oblasti ispolzovaniya atomnoj energii “Kriterii priemlemosti radioaktivnykh othodov dlya zahoroneniya” (NP-093-14)/— Utv. Prikazom Federalnoj sluzhby po ekologicheskomu, tehnologicheskomu i atomnomu nadsoru ot 15.12.2014/ N572 [NP-093-14 Criteria for acceptance of radioactive waste for disposal]. Moscow, 2014. 43 p.

4. Zaharova K. P., Himchenko O. M., Suchanov L. P. i dr. Rasrabotka tehnologicheskogo rezhima cementirovaniya solevykh koncentratov Volgodonskoj 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. Musatov N. D. i dr. *Analiz sushchestvuyushchih metodov kondicionirovaniya solevogo plava i razrabotka optimal'noj tekhnologii ego pererabotki k sostoyaniyu, priemlemomu dlya dolgovremennogo hraneniya i peredachi na zahoronenie: Otchet o NIR / AO VNIINM po dogovoru N200/220-1-2012 ot 25/01/2012/ OP NAEK «Energoatom»* [Evaluation of existing methods for salt melt conditioning and development of an optimized treatment technology to achieve a product acceptable for long-term storage and disposal: Report on R&Ds/JSC VNIINM under the contract № 200/220-1-2012 of January 25, 2012 with State Enterprise National Nuclear Energy Generating Company “Energoatom”].

6. Ob ustanovlenii tarifov na zahoronenie radioaktivnykh othodov klassov 1, 2, 3, 4, 6 na period s 2018 po 2022 gody i tarifov na zahoronenie radioaktivnykh othodov klassa 5 na 2018 god. FAS. Prikaz ot 28.12.17. N 1812/17 [On setting disposal tariffs for radioactive waste of class 1, 2, 3, 4, 6 for 2018—2022, as well as disposal tariffs for radioactive waste of class 5 for 2018. Approved by the Decree of Federal Anti-Monopoly Service № 1812/17 of December 28, 2017.].

7. Gataullin R. M. i dr. *Kontejnery dlya radioaktivnykh othodov niskogo i srednego urovnya aktivnosti*. Pod redakciej V. T. Sorokina [Containers for low- and intermediate-level waste. Edited by V. T. Sorokin]. Moscow, Logos Publ., 2012. 256 p.

8. Nalivajko E. M., Rosnovskij C. V. Gotovy k rabote nazionalnym operatorom. Organizaciya obrashcheniya c otverzhdennymi RAO na Novovoronezhskoj AES [Ready for cooperation with the National Operator. Arranging for the management of solidified RW at Novovoronezh NPP]. *Rosenergoatom — Rosenergoatom*, 2010, no. 8.

9. Lykov A. V. *Teoriya teploprovodnosti* [Theory of thermal conductivity]. Moscow, GITTL Publ., 1952. 392 p.

10. Ahmadyarov D. M. Betony novogo pokaleniya dlya yadernoj energetiki I promyshlennosti Rossii [Concrete of a new generation for nuclear power and the nuclear industry of Russia]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 1995, vol. 78, no. 2, pp. 127—132.

11. Varlakov A. P., Kapustin V. V., Varlakova G. A., Zherebcov A. A. Vliyanie radiacnykh nagrusok, harakternyh dlya visokoaktivnykh othodov, na svoystva cementnoj matricy [The effect of radiation doses typical for high-level waste on the properties of the cement matrix]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2018, no. 1 (2), pp. 89—96.

Information about the authors:

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

Bibliographic description

Sorokin V. T. Disposal Safety Justification for Salt Melt Generated at NPP Evaporation-to-the-maximum-salt Concentration Plants and Packed in NZK-150-1.5P Containers. *Radioactive Waste*, 2019, no. 2(7), pp. 31—40. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-31-40. (In Russian).