

# Обеспечение соответствия цементированных РАО в контейнерах НЗК критериям приемлемости для захоронения

В 2018–2020 гг. проведены работы по экспериментальному подтверждению соответствия цементированных радиоактивных отходов (РАО) блоков 1–2 Нововоронежской АЭС-2 критериям приемлемости для захоронения. Обоснованы требования к объему технологического контроля РАО. Показано, что соблюдение требований нормативных документов обеспечивается при солесодержании цементируемых РАО до 600 г/л. Обоснованы корректирующие действия при отступлениях (наличие в цементируемых РАО борной кислоты, комплексобразующих веществ).

## **Ключевые слова:**

*радиоактивные отходы, цементирование, кондиционирование, прочность, выщелачиваемость.*

**В.П.Поваров, С.В.Росновский,  
Э.С.Мельников, С.К.Булка**

(Филиал АО «Концерн Росэнергоатом»  
«Нововоронежская АЭС», г. Нововоронеж)

**Е.А.Иванов, А.Ю.Юдаков**

(АО «ВНИИАЭС», г. Москва)

Для кондиционирования РАО на отечественных и зарубежных предприятиях широко применяется технология цементирования, предусматривающая включение радионуклидов в матричный материал (цементный компаунд) с последующим размещением в сертифицированные контейнеры различной конструкции.

До середины 2000-х гг. система обращения с РАО в Российской Федерации имела незавершенный вид. РАО, образующиеся на предприятиях атомной отрасли, накапливались во временных хранилищах различной конструкции и степени изолированности

от окружающей среды. Имеющиеся технологии переработки и временного хранения РАО на предприятиях обеспечивали сокращение объема, эксплуатационных затрат и поддержание приемлемого уровня безопасности при временном хранении. Однако отсутствие национальной системы нормативных требований и технической возможности передачи РАО на захоронение фактически исключали возможность проведения единой политики в отношении кондиционирования РАО.

В 2000 г. национальным регулирующим органом в области использования атомной энергии впервые были приняты требования к кондиционированию РАО (НП-019-2000, НП-020-2000), имеющие статус федеральных норм и правил в области использования атомной энергии. Однако без создания соответствующей инфраструктуры для захоронения РАО, разработки и сертификации контейнеров для размещения кондиционированных РАО и т. д. указанные требования были объективно невыполнимы.

Ратификация в 2005 г. Российской Федерацией Объединенной конвенции МАГАТЭ «О безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами», а также принятие Федераль-

ного закона от 11.07.2011 «Об обращении с радиоактивными отходами» N 190-ФЗ и Постановления Правительства РФ от 19.11.2012 N 1185 с принципиальным решением об организации Единой Государственной Системы обращения с РАО (ЕГС РАО) определили необходимость активизации научной деятельности по поиску технологий безопасного обращения с РАО.

В соответствии с проектом энергоблоков 1–2 Нововоронежской АЭС-2, предусмотрено кондиционирование РАО различной морфологии (шламы систем спецводоочистки, кубовый остаток выпарных аппаратов и др.) путем цементирования на установках 00КРН, 10КРН, 20КРН. Для размещения цементированных РАО блоков 1–2 НВАЭС-2 используются сертифицированные контейнеры типа НЗК, безопасность которых подтверждена многочисленными исследованиями [1].

В то же время, взаимодействие с органами государственного регулирования безопасности в области использования атомной энергии в ходе опытно-промышленной эксплуатации энергоблоков 1–2 НВАЭС-2 позволило выявить ряд вопросов, требующих проведения дополнительных обоснований безопасности и прикладных научных исследований.

К основным областям, потребовавшим проведения дополнительных обоснований, относятся:

- объем технологического контроля цементированных РАО при кондиционировании;
- обеспечение прочности цементированных РАО при варьировании технологии цементирования (изменении водоцементного соотношения, увеличении соледержания цементруемых жидких радиоактивных отходов (ЖРО));
- соблюдение требований по скорости выщелачиваемости радионуклидов из цементной матрицы;
- обеспечение прочности цементированных РАО при наличии в исходных РАО комплексобразующих веществ.

### **1. Технологический контроль цементированных РАО**

Объем технологического контроля цементированных РАО определяется на основании требований:

- Приложения 1 к федеральным нормам и правилам в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» НП-019-15 [2];

• федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» НП-093-14 [3].

Перечень контролируемых параметров носит универсальный характер, охватывая такие свойства цементного компаунда, как наличие пиррофорных и взрывоопасных веществ, инфицирующих (патогенных) веществ и т. д.

Очевидно, что значительная часть видов контроля по отношению к цементированным РАО, образующимся в результате технологического цикла производства электроэнергии на АЭС, является избыточной.

На основе анализа технологических процессов атомных электростанций (АЭС) АО «Концерн Росэнергоатом» принят ведомственный нормативный документ «Технология кондиционирования радиоактивных отходов атомных станций для захо-

ронения. Технические требования» ТТ 1.1.8.16.1188-2016 [4], в соответствии с которым в жидких РАО АЭС, подлежащих кондиционированию, отсутствуют вещества и материалы, которые:

- при взаимодействии с водой, воздухом или другими веществами выделяют токсичные газы, аэрозоли и возгоны;
- реагируют с водой с выделением самовоспламеняющихся или воспламеняющихся газов;
- содержат химически токсичные вещества;
- содержат инфицирующие (патогенные) вещества;
- содержат пиррофорные и взрывоопасные вещества;
- способны взрываться.

Для появления в составе ЖРО вышеуказанных веществ условиями наступления последствий является крайне маловероятное несанкционированное изменение технологии обращения с трапными водами, при котором радикально

меняется перечень веществ, входящих в состав загрязнений. Отсутствие подобных изменений обеспечивается качеством подготовки персонала, общим уровнем культуры безопасности работников, а также производственным и административным контролем со стороны инспекционных служб и административно-технического персонала.

Таким образом, при нормальной эксплуатации АЭС объем технологического контроля ЖРО, необходимый для обеспечения соответствия отходов критериям приемлемости для захоронения, может быть существенно сокращен.

В связи с вышеизложенным, для подтверждения соответствия образующихся цементированных РАО критериям качества, достаточным является выходной контроль в объеме Приложения 1 к НП-019-15 (табл.1).

Объем входного контроля РАО перед направлением на цементирование должен

**Табл.1.** Требования к характеристикам кондиционированных РАО в виде цементного компаунда (в соответствии с НП-019-2015).

Показатель качества	Допустимые значения
Водоустойчивость (скорость выщелачивания радионуклидов по $^{137}\text{Cs}$ и $^{90}\text{Sr}$ )	Не более $1 \cdot 10^{-3}$ г/см <sup>2</sup> ·сут.
Механическая прочность (предел прочности при сжатии)	Не менее 50 кгс/см <sup>2</sup>
Радиационная устойчивость	Механическая прочность не менее 50 кгс/см <sup>2</sup> после облучения дозой 10 <sup>6</sup> Гр
Устойчивость к термическим циклам	Механическая прочность не менее 50 кгс/см <sup>2</sup> после 30 циклов замораживания и оттаивания (-40 ... +40 °С)
Водостойкость	Механическая прочность не менее 50 кгс/см <sup>2</sup> после 90-дневного погружения в воду
Объем не вошедших в состав цементного компаунда ЖРО	Не более 1% объема



Рис. 1. График набора прочности бетона при различных температурах.

включать в себя измерение параметров, непосредственно влияющих на характеристики, перечисленные в табл. 1, в том числе:

- рН;
- общее солесодержание, г/л;
- содержание борной кислоты, г/л;
- содержание комплексообразующих веществ, г/л.

## 2. Обеспечение механической прочности цементованных РАО

В соответствии с результатами экспериментальных

испытаний установок 00КРН, 10КРН [5,6], получаемый цементный компаунд при солесодержании до 150 г/л соответствует требованиям нормативных документов (ГОСТ Р 51883-2002, НП-019-15) к пределу прочности на сжатие. Прочность бетона достигает 100% расчетной после выдержки в течение 5–28 суток (рис. 1).

Цементный компаунд, образующийся в результате цементирования кубового остатка солесодержанием до 150–200 г/л на установ-

ках цементирования КРН, соответствует требованиям, предъявляемым НП-019-15 к механической прочности, при количестве связующих более 55% общего объема смеси (табл. 2).

При этом в качестве связующих применяется смесь цемент–бентонит в соотношении 10:1.

## 3. Ограничение скорости выщелачиваемости радионуклидов из цементной матрицы

В соответствии с [7], при отсутствии бентонита в составе связующих имеет место высокая скорость выщелачиваемости радионуклидов из цементного компаунда (например, по  $^{137}\text{Cs}$  составляет  $10^{-2} \div 10^{-3}$  г/(см<sup>2</sup>·сут)) [10].

Для уменьшения высвобождения из цементного компаунда радионуклидов цезия

Табл. 2. Результаты измерений прочности цементного компаунда при различном процентном соотношении цемент/РАО.

N	Смесь цемент–бентонит 10:1	Кубовый остаток с солесодержанием 150–200 г/л	P, кгс/см <sup>2</sup>	Требования НП-019-15, не менее
1	60,63	39,37	66,7	50
2	58,09	41,91	53,6	50
3	55,2	44,8	52,2	50
4	51,88	48,12	48,7	50
5	48,02	51,98	27,5	50

его обычно предварительно сорбируют на природные глины и цеолиты (вермикулит, бентонит, цеолит, сланцы). Скорость выщелачивания цезия при использовании природных сорбентов в количестве 3–10% от массы цементного материала составляет  $10^{-4} \div 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут) при сохранении высокой механической прочности цементного компаунда [11] (рис.2, табл.3).

При этом, по данным [7], солесодержание цементного кубового остатка может достигать 400–500 г/л без ущерба для качества цементного компаунда.

Значительное влияние на прочность цементируемых РАО оказывает наличие/отсутствие в отходах борной кислоты. При рН цементируемых РАО менее 7,0 качество цементного компаунда может не соответствовать требованиям нормативных документов.

В соответствии с [7], для цементирования борсодержащих РАО (солесодержание до 573 г/л, в т. ч. борной кислоты 87 г/л, рН = 5) может использоваться смесь из цемента марки не ниже М400 с добавлением 10% природной минеральной добавки.

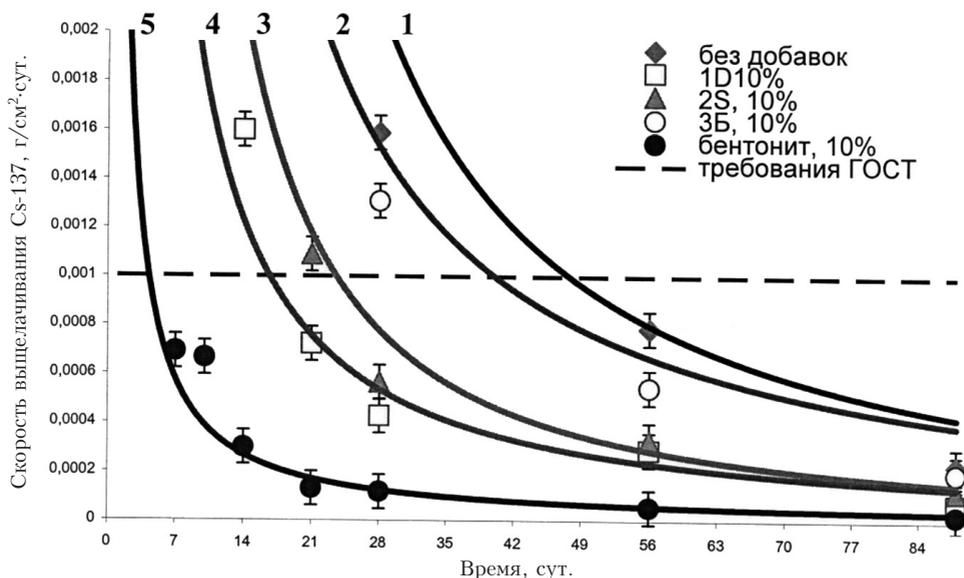
В качестве природной минеральной добавки исполь-

зуются высококремнеземистые порошкообразные материалы:

- диатомит (по ТУ 1-59266087-2005);
- кварцевая мука (по ТУ 5717-001-16767071-99);
- биокремнезем (по ТУ 5716-013-25310144-2008).

#### 4. Требования к отсутствию комплексообразующих веществ при цементировании

В соответствии с проектными решениями, воды спецпрачечной подлежат переработке методом выпаривания на выпарном аппарате 00SRP70AT003 с предварительной очисткой



**Рис.2.** Скорость выщелачивания Cs-137 из цементного компаунда при наличии бентонитовой добавки (10%) и при ее отсутствии.

**Табл.3.** Сравнение скорости выщелачиваемости Cs-137 из цементного компаунда при отсутствии и при наличии добавки 10% бентонита.

N примера	Вид добавки (10% от массы цемента)	Сроки схватывания, час	Прочность при сжатии, МПа/сут.				Скорость выщелачиваемости Cs-137 на 14–28 сут., $\cdot 10^{-3}$ г/(см <sup>2</sup> ·сут.)
			7	28	56	0,5 года	
1	Без добавок	1–1,3 сут.	10,7	13,5	11,8	13,3	8,6–3,6
2	Бентонит (для сравнения)	1–1,3 сут.	9,7	13,0	14,2	16,3	0,3–0,1

от поверхностно-активных веществ (ПАВ) и очисткой от радионуклидов ионоселективным методом. Кубовый остаток от выпарного аппарата 00SRP70AT003 подлежит кондиционированию методом цементирования на установке 00KPN.

При технологических отклонениях, например, при неработоспособном блоке окисления 00SRP60AT001 разработчиком предложена технология очистки трапных вод от ПАВ посредством коррекционной обработки перекисью водорода с последующим нагревом.

В соответствии с результатами испытаний организацией-разработчиком системы SRP [8], очистка воды от поверхностно-активных веществ

ПАВ может производиться в соответствии с алгоритмом, показанным на рис.4.

В соответствии с результатами испытаний [8], применение указанной технологии позволяет добиться очистки трапной воды от органических веществ в 10–15 раз и достичь величин, не оказывающих влияние на качество цементного компаунда (табл.4).

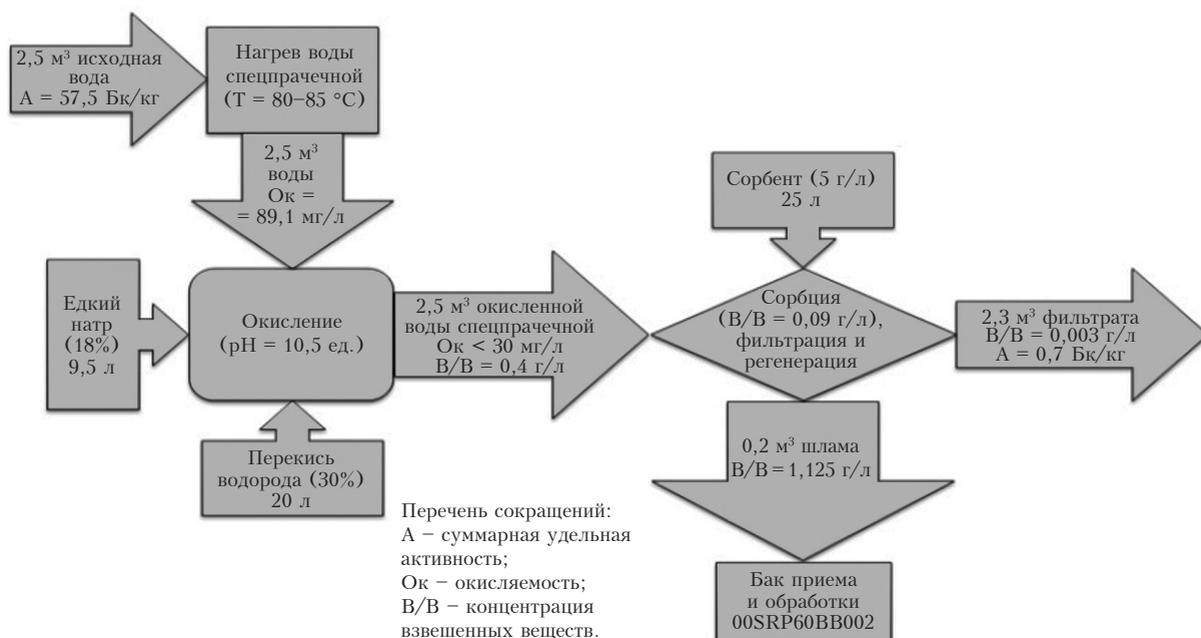
После коррекционной обработки перекисью водорода дальнейшая переработка трапной воды может осуществляться методом упаривания на выпарном аппарате 00SRP70AT003 с последующим цементованием в соответствии с проектной технологией.

## 5. Дополнительные обоснования безопасности цементного компаунда НВАЭС-2

В 2019–2020 гг. проведены дополнительные экспериментальные работы по цементованию кубовых остатков НВАЭС-2 с целью подтверждения качества цементных компаундов при цементовании кубовых остатков с содержанием до 640 г/л [9].

Объектами испытаний являлись:

- кубовый остаток после выпаривания трапных вод установки KBF блока N 1 НВАЭС-2 (с присутствием боратов);
- кубовый остаток после выпаривания трапных вод установки SRP блоков



**Рис.4.** Схема очистки воды спецрабочей от ПАВ при неработоспособности блока окисления 00SRP60AT001.

**Табл.4.** Сравнение характеристик трапной воды до и после коррекционной обработки перекисью водорода с последующим нагревом.

	Содержание органических веществ, мг/л	Окисляемость, мг/л
Трапная вода в баках системы 00SRP до коррекционной обработки	0,42–0,69	17,8–89,1
Фильтрат после коррекционной обработки	0,044	9,52

№ 1, 2 НВАЭС-2 (с отсутствием боратов).

В рамках работ производилось:

- испытания цементированных кубовых остатков;
- отработка режимов цементирования кубовых остатков различного солесодержания с использованием портландцемента марки М500 и бентонита (содержание бентонита в вяжущем компоненте составляло 10% от массы вяжущего компонента).

Для каждого солесодержания количество исследуемых образцов цементных компаундов составляло по 6 шт. Распределение образцов по видам испытаний: 1 на морозоустойчивость, 1 на выщелачивание, 1 на радиационную устойчивость, 3 контрольных образца. Раствороряющее отношение в исследованиях оставляло 0,65.

Обоснование радиационной устойчивости отвержденных радиоактивных отходов

Согласно требованиям ГОСТ Р 51883-2002 «Отходы радиоактивные цементированные. Общие технические

требования», испытаниям на радиационную устойчивость при облучении должны подвергаться цементные компаунды, содержащие ионообменные смолы и органические материалы. Цементированию подвергается кубовый остаток трапных вод, содержащий органические вещества в следовых количествах. Также работы по определению радиационной устойчивости цементных компаундов проводятся в случае, если интегральная доза облучения за время захоронения превышает  $10^6$  Гр.

Для консервативного оценочного расчета интегральной дозы излучения принимаются следующие допущения:

- 1 Бк ~ 1,176 МэВ (для  $^{137}\text{Cs}$ );
- период потенциальной опасности – 300 лет;
- масса компаунда в упаковке – 3000 кг;
- масса КО в компаунде – 1050 кг (при раствороряющем соотношении 0,65);
- внешнее облучение компаунда рассчитывается, исходя из схемы штабелирования, при реализации которой целевая упаковка окружена со всех сторон

24 аналогичными упаковками;

- для консервативности расчета снижением активности за счет полураспада пренебрегаем.

Расчет показывает, что для набора дозы облучения в  $10^6$  Гр за указанный выше период удельная активность КО должна составлять более  $10^{10}$  Бк/г, тогда как фактическая удельная активность КО не превышает  $10^5$  Бк/г.

Так как содержание органических веществ в КО может варьироваться в зависимости от эксплуатационных ВХР энергоблока, данный расчет не отменяет необходимость периодического контроля радиационной устойчивости отвержденных РАО.

Определение химической устойчивости отвержденных РАО методом длительного выщелачивания

Через 28 суток образцы извлекались из эксикатора (рис.5) и проводились измерения:

- линейных размеров образца (для определения площади его открытой геометрической поверхности);



**Рис. 5.** Размещение образцов в эксикаторе.

- удельных активностей нуклидов в образце;
- линейных размеров образца (для определения площади его открытой геометрической поверхности);
- удельных активностей нуклидов в образце;
- плотности  $\rho^i$  материала образцов.

Образцы отвержденных отходов подвергались длительному контакту с определенным объемом дистиллированной воды. В процессе эксперимента отбирались пробы контактного раствора и измерялась активность  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$ , перешедшего в контактный раствор за данный интервал времени. Скорость выщелачивания радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$   $R$ , г/(см<sup>2</sup>·сут.), вычисляется по формуле:

$$R^{\text{Cs}} = a^{\text{Cs}} / (A^{\text{Cs}} \cdot S \cdot t_n),$$

где  $a^i$  – активность, Бк,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$ , выщелоченных за данный интервал времени;  $A^i$  – удельная активность, Бк/г,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$  в исходном образце;  $S$  – площадь открытой геометрической поверхности образца, см<sup>2</sup>;

$t_n$  – продолжительность  $n$ -го периода выщелачивания, сут.

Испытания проводились в стандартных условиях. Отбор проб воды производился через 1, 3, 7, 10, 14, 21, 28 сут. Образцы находились в растворе 28 сут., по истечении которых они испытывались на прочность согласно ГОСТ 310.4.

Производилось измерение линейных размеров образцов (площадь открытой геометрической поверхности), массы образцов с помощью аналитических весов, и определялась плотность образцов. Для изготовления образцов использовалась трехсекционная оцинкованная форма (куб) для контрольных образцов бетона и раствора ЗФК-50 по ГОСТ 22685 (рис.6).

Потеря контактного раствора за счет испарения в каждом интервале замены контактного раствора не превышала 1%.

С целью очистки образцы погружались в промывочный раствор на 5–7 с. В качестве

промывочного раствора использовался этиловый спирт. Промытые образцы высушивались на воздухе 30 мин. Измерялась удельная активность нуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$  в образце. Промытый образец размещался в контейнере для выщелачивания и заливался контактным раствором.

Испытания по выщелачиванию были завершены после 28 суток, когда скорость выщелачивания была постоянной и активность радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$  в растворе составляла НПИ прибора по радионуклидам  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{134}\text{Cs}$  (0,01 ПЗУА).

Определение морозостойкости отвержденных РАО

Определения морозостойкости цементированных КО проводилось методом многократного замораживания и оттаивания образцов цементированных РАО согласно ГОСТ 10060. Число циклов замораживания и оттаивания, после которых определялась прочность при сжатии образцов бетона (рис.7), составля-



**Рис. 6.** Заливка формы ЗФК-50 цементным компаундом.

ла 30 циклов. При обработке результатов испытаний рассчитывались изменения массы образцов  $\Delta m$ , %, по формуле:

$$\Delta m = ((m - m_1) / m) \cdot 100,$$

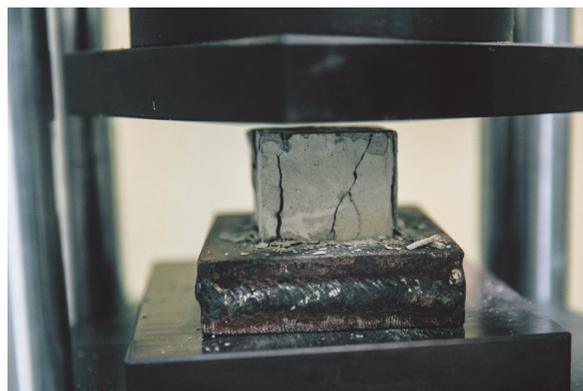
где  $m$  – масса образца до цикла, г;  $m_1$  – масса образца после цикла, г.

Определение прочности образцов производилось согласно требованиям ГОСТ 310.4-81 «Цементы. Методы определения предела прочности на изгиб и сжатие».

### Результаты проведения испытаний

Полученные экспериментальные данные представлены в табл.5:

**Рис.7.**  
Определение механической прочности образцов цементных компаундов.



- содержание сухих солей в кубовом остатке и цементном компаунде;
- показатели механической прочности после испытаний на морозостойкость;
- показатели механической прочности контрольных образцов;
- показатели механической прочности образцов после выдержки 28 сут.;
- места отбора проб;
- изменения массы образцов после циклов заморозки;
- скорости выщелачивания радионуклидов из образцов.

**Табл.5.** Результаты испытаний образцов цементных компаундов с вариативным содержанием солей.

Место отбора пробы	Содержание кубового остатка, г/дм <sup>3</sup>	Содержание в цементном компаунде, г/дм <sup>3</sup>	Механическая прочность, МПа			$\Delta m$ после циклов заморозки, %	Скорость выщелачивания, г/см <sup>2</sup> ·сут.
			Контрольный образец через 90 сут.	Через 28 сут.	После 28 циклов заморозки		
KPN							
10KBF60BB001	150	97,5	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	200	130	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	400	260	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	485	315,25	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	500	325	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	600	390	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
SRP							
00SRP70AT001	150	97,5	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	220	143	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	360	234	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	400	260	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	640	416	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
00SRP70AT003	170	110,5	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	300	195	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	450	292,5	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>
	600	390	>10	>10	>10	<1	<10 <sup>-3</sup>

Полученные результаты показывают полное соответствие характеристик цементованных кубовых остатков с требованиями ГОСТ Р 51883-2002.

Таким образом, экспериментально подтверждено выполнение требований безопасности при цементовании РАО в виде кубового

остатка от выпарного аппарата системы КВФ с содержанием до 600 г/л и системы SRP с содержанием до 640 г/л.

### Литература

1. Сорокин В.Т., Демин А.В., Кашеев В.В., Ирошников В.В. Гатауллин Р.М., Медеяев И.А. Перегудов Н.Н. Шарафутдинов Р.Б. Контейнеры для радиоактивных отходов низкого и среднего уровня активности // Ядерная и радиационная безопасность. 2013. N 2(68).
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности». НП-019-15.
3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения». НП-093-14.
4. Технология кондиционирования радиоактивных отходов атомных станций для захоронения. Технические требования. ТТ 1.1.8.16.1188-2016.
5. Аннотационный отчет о проведении шеф-наладочных работ установки цементирования ЖРО 10КРН здания 10УКС Нововоронежской АЭС-2. ООО «РАОТЕХ», 2017.
6. Аннотационный отчет о проведении шеф-наладочных работ установки цементирования ЖРО 00КРН здания 00УКС Нововоронежской АЭС-2. ООО «РАОТЕХ», 2017.
7. Горбунова О.А., Камаева Т.С., Васильев Е.В., Винокуров С.Е., Самсонов М.Д. Патент РФ N 2529496 на изобретение. Состав для отверждения жидких радиоактивных отходов. ГЕОХИ РАН.
8. Справка по проведению комплексных испытаний установки очистки вод спецпрачечной SRP50 на радиоактивной воде без включения в работу блока окисления 00SRP60AT001 (07-10.02.2017). ООО «РАОТЕХ», 2017.
9. План компенсационных мероприятий на период доведения до проектной производительности УИСО трапных вод и УОВС энергоблока N 1 НВАЭС-2. Отчет. АО «ВНИИАЭС», 2020.
10. Соболев И.А., Хомчик Л.М. Обезвреживание радиоактивных отходов на централизованных пунктах. М.: Энергоатомиздат, 1983. С. 40.
11. Дмитриев С.А., Баринов А.С., Батюхнова О.Г., Волков А.С., Ожован М.И., Щербатова Т.Д. Технологические основы системы управления радиоактивными отходами. М.: ООО «Интернет Бизнес Дизайн Групп», 2007. С. 208-209, 227.

## Ensuring Compliance of Cemented Radwastes in NZK Containers with the Criteria of Acceptance for Final Disposal

Povarov Vladimir, Rosnovsky Sergey, Melnikov Eduard, Bulka Svetlana (Rosenergoatom, Joint-Stock Company (REA JSC) Novovoronezh Nuclear Power Plant (Novovoronezh NPP), Novovoronezh, Russia);

Ivanov Evgeny, Yudakov Alexey (Joint stock company «All-Russian Research Institute» for Nuclear Power Plants Operation» (VNIIAES), Moscow, Russia).

**Abstract.** In 2018–2020, work was carried out on experimental confirmation of compliance of cemented radioactive waste from blocks 1, 2 of Novovoronezh NPP-2 with the criteria of acceptability for final disposal. The requirements for the volume of technological control of Radwastes are justified. It is shown that compliance with the requirements of regulatory documents is ensured when the salt content of cemented Radwastes is up to 600 g/l. Corrective actions for deviations (the presence of boric acid in cemented Radwastes, complexing substances) are justified.

**Key words:** radioactive wastes, cementation, conditioning, strength, leachability.

В.П.Поваров (д.т.н., директор), С.В.Росновский (зам.гл.инж.), Э.С.Мельников (нач.цеха),  
С.К.Булка – Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская АЭС»,  
г. Нововоронеж).

Е.А.Иванов (к.т.н., с.н.с., зам.директора), А.Ю.Юдаков (рук.проект.) – АО «ВНИИАЭС»,  
г. Москва.

Контакты: тел.+7 (499) 796-93-83; e-mail: EAIvanov@vniiaes.ru.