

DOI 10.12737/article_5a2534e207ddc6.86154973

О.А. Кочетков¹, Е.А. Иванов², Д.А. Шаров²**РАДИОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ОБРАЩЕНИЯ С ЖИДКИМИ РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ**

1. Федеральный медицинский биофизический центр им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва. E-mail: kochetkov2oleg@list.ru
2. Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций, Москва

О.А. Кочетков – зав. лаб., с.н.с., к.т.н., эксперт ФМБА России, член РНКРЗ; Е.А. Иванов – зам. директора, с.н.с., к.т.н., член РНКРЗ, член Ядерного общества России; Д.А. Шаров – руководитель департамента радиационной безопасности, экологии и охраны труда, к.ф.-м.н.

Реферат

Цель: Перспективы и масштабы дальнейшего развития атомной энергетики и промышленности во многом зависят от решения проблемы обращения с радиоактивными отходами (РАО). Особый интерес представляют вопросы обращения с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО). ЖРО представляют основную потенциальную опасность для населения и окружающей среды, поскольку хранение ЖРО может приводить к утечкам в окружающую среду.

Целью работы является рассмотрение радиологических аспектов обращения с ЖРО атомных станций (АС) и исследование влияния перечня контролируемых в РАО радионуклидов на оценку эффективности технологий переработки ЖРО и на корректность паспортизации и классификации РАО.

Материал и методы: Работа выполнена на основе анализа общедоступных материалов (научные публикации, нормативные документы, международные стандарты, рекомендации международных организаций) в области технологий переработки и кондиционирования ЖРО, а также подходов к паспортизации и характеристике РАО, включая информацию о принятых перечнях контролируемых радионуклидов.

Результаты: Показано, что необоснованное сокращение перечня контролируемых радионуклидов может привести к существенной недооценке радиологической опасности упаковок РАО, передаваемых на захоронение. Для оптимизации объема радиационного контроля РАО предложено применение технологии радионуклидного вектора. При этом указано, что технология не универсальна и ее применение в каждом конкретном случае требует дополнительного обоснования. Показано, что корректность учета радиологических характеристик РАО может существенно влиять на оценку эффективности технологии переработки РАО. Предложен возможный подход к определению приемлемости технологии переработки ЖРО на основе характеристик образующихся конечных продуктов.

Выводы: В настоящее время отсутствует универсальный подход к решению проблемы переработки ЖРО от АС. Для определения исходных требований к технологиям переработки жидких отходов необходимо выполнение исследования характеристик ЖРО (химических, физических, радиационных), накопленных и образующихся при эксплуатации АС с реакторами различного типа (ВВЭР, РБМК, БН). Актуальным является выполнение комплексного анализа эффективности технологий переработки ЖРО на всех АС России с учетом радионуклидов, определяющих радиологическую опасность РАО после захоронения.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, жидкие радиоактивные отходы, атомная станция, радионуклиды, радиологическая опасность, технологии переработки, селективная сорбция

Поступила: 06.06.2017. Принята к публикации: 22.11.2017

Введение

Проблема обращения с радиоактивными отходами (РАО) находится в центре внимания специалистов, политиков и общественности, поскольку от ее решения во многом зависят перспективы и масштабы дальнейшего развития атомной энергетики и промышленности. Особое внимание при этом уделяется проблеме обращения с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО), представляющими главную потенциальную опасность для населения и окружающей среды, поскольку хранение ЖРО потенциально может приводить к утечкам в окружающую среду (как это имело место в 1985 г. на Нововоронежской АС [1]).

Ежегодно на АС АО «Концерн Росэнергоатом» образуется примерно 3 300 м³ ЖРО [2], представляющих собой кубовые остатки (КО), шламы и пульпы отработанных ионообменных смол, фильтрующих материалов.

Основной объем ЖРО формируют КО, образующиеся при переработке жидких радиоактивных сред (организованные и неорганизованные протечки, воды дезактивации помещений и оборудования, воды спецпрачечных, санпропускников и др.) на выпарных аппаратах систем спецводоочистки АС. После сбора ЖРО направляются на хранение в хранилища жидких отходов.

В настоящее время (на 31.12.2015) в хранилищах накоплено около 100 тыс. м³ ЖРО [3] (примерно 60 %

проектного объема всех хранилищ), при этом на отдельных АС степень заполнения хранилищ достигает 80 % и более.

Принятая в СССР при проектировании и сооружении АС система обращения с РАО (в том числе с ЖРО) основывалась на концепции отложенных решений: накапливать и долговременно хранить РАО до перехода к этапу вывода АС из эксплуатации.

Недостаточная экологическая безопасность долговременного хранения ЖРО и не переработанных твердых радиоактивных отходов (ТРО), а также угроза истощения емкости имеющихся хранилищ заставили отказаться от этой концепции.

Для решения проблемы ЖРО на АС начали внедряться различные установки переработки ЖРО: глубокого упаривания, цементирования, битумирования, ионоселективной очистки (УИСО), осушки и пиролиза. Ввод в строй указанных установок позволил снизить остроту проблемы, однако из-за отсутствия системного подхода проблема до настоящего времени не решена, а вопрос выбора оптимальной стратегии переработки ЖРО остается крайне актуальным.

Результаты и обсуждение

К концу XX в. в мире сформировалась методологическая база решения проблемы РАО. Сформулированы цели и задачи, стратегия и техническая политика, принципы и критерии обращения с РАО. Современная

общепризнанная концепция обращения с РАО включает в себя сбор, сортировку и первичную обработку, кондиционирование, хранение и захоронение. Большое значение для формирования стратегии обращения с РАО в России сыграл принятый в 2011 г. Федеральный закон № 190-ФЗ [4].

При этом надо иметь в виду, что в долгосрочной перспективе (через тысячу лет и более) радиологическая опасность захороненных РАО для населения и окружающей среды будет определяться долгоживущими радиоизотопами таких элементов как Am, Pu, Np, Tc и др.

Российские проекты АС нового поколения предусматривают обязательное кондиционирование ЖРО и ТРО. Планируется, что все действующие АС АО «Концерн Росэнергоатом» будут оснащены установками кондиционирования РАО в ближайшие годы. Стратегия обращения с радиоактивными отходами АО «Концерн Росэнергоатом» [2] предполагает, что все образующиеся РАО должны быть приведены в соответствие с критериями приемлемости с последующей передачей Национальному оператору на захоронение¹.

При выборе технологии переработки ЖРО в виде кубовых остатков определяющими факторами являются:

- характеристики ЖРО (солеосодержание, радиоактивность, радионуклидный состав и др.);
- степень очистки от радионуклидов;
- характеристики и объем вторичных РАО;
- критерии приемлемости для захоронения РАО.

Исторически сложилось, что в радиоактивных отходах АС России контролируется небольшое число радионуклидов. Этот перечень, как правило, ограничивается короткоживущими² гамма-излучающими радионуклидами, такими как ⁵¹Cr ($T_{1/2} = 27,7$ сут), ⁵⁴Mn ($T_{1/2} = 312$ сут), ⁵⁹Fe ($T_{1/2} = 44,5$ сут), ⁵⁸Co ($T_{1/2} = 70,8$ сут), ⁶⁰Co ($T_{1/2} = 5,27$ лет), ⁶⁵Zn ($T_{1/2} = 244$ сут), ¹³⁴Cs ($T_{1/2} = 2,06$ лет), ¹³⁷Cs ($T_{1/2} = 30,0$ лет). Указанные радионуклиды вносят доминирующий вклад в общую активность низко- и среднеактивных РАО, образующихся на АС, в течение времени их нахождения на промплощадке (несколько десятков лет). Выбор этих радионуклидов принципиально сделан исходя из их радиологической опасности до захоронения и возможности их детектирования с применением неразрушающих методов гамма-спектрометрии. При этом после хранения на территории АС свыше 20 лет из приведенного перечня радионуклидов в РАО от АС практически присутствуют только ⁶⁰Co, ¹³⁴Cs и ¹³⁷Cs³.

¹ Федеральный закон № 190-ФЗ от 11.07.2011 [4] и Распоряжение Правительства № 2499-р от 07.12.2015 [5] допускают захоронение очень низкоактивных РАО АС без их кондиционирования в пунктах приповерхностного захоронения на земельных участках, используемых АС.

² Радионуклиды с периодом полураспада не более 31 года (в соответствии с Постановлением Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069 [6]).

³ За 20 лет активность ⁶⁰Co в РАО уменьшится примерно в 14 раз, ¹³⁴Cs – в 1000 раз, ¹³⁷Cs – в 1,6 раза, активность остальных радионуклидов снижается на семь и более порядков.

Без особых дискуссий был принят постулат, не подкрепленный расчетно-теоретическими и экспериментальными исследованиями и, в общем случае, ошибочный, что при оценке эффективности систем очистки ЖРО содержанием других радионуклидов в ЖРО можно пренебречь. Тем самым, неявно было принято, что перечни радионуклидов, определяющих радиологическую опасность РАО на этапе хранения на промплощадке и после захоронения, совпадают. В результате было сделано не имеющее научного обоснования обобщение, что для решения проблемы переработки ЖРО атомных станций достаточно извлечь из них только три радионуклида: ⁶⁰Co, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs.

В настоящее время в качестве одной из перспективных технологий переработки ЖРО рассматривается селективная сорбция радионуклидов. Существующие сорбенты производства отечественных предприятий ООО НПП «Эксорб» и АО ПНФ «Термоксид», позволяют эффективно очищать ЖРО от отдельных радионуклидов (⁶⁰Co, ¹³⁴Cs и ¹³⁷Cs). Например, коэффициент очистки ЖРО сорбентами ООО НПП «Эксорб» (технология Corebick) от ¹³⁷Cs достигает $6 \cdot 10^5$ ⁴.

При проектировании и внедрении на АС АО «Концерн Росэнергоатом» УИСО позиционируются как установки для очистки ЖРО только от указанных выше трех радионуклидов.

Однако предположение о достаточности учета в РАО атомных станций только ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co не выдерживает критики при объективном рассмотрении.

Результаты недавно проведенных исследований [7] свидетельствуют, что наряду с обычно контролируемые радионуклидами (⁶⁰Co, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs), в пробах ЖРО от АС с реактором БН-350 (Казахстан) обнаруживаются ⁶³Ni ($T_{1/2} = 96,0$ лет), ³H ($T_{1/2} = 12,3$ лет), ¹⁴C ($T_{1/2} = 5730$ лет), ¹²⁹I ($T_{1/2} = 1,57 \cdot 10^7$ лет). Подтверждено присутствие в ЖРО таких радионуклидов, как ²⁴¹Am ($T_{1/2} = 432$ лет), ²³⁹Pu ($T_{1/2} = 2,41 \cdot 10^4$ лет), ²⁴⁰Pu ($T_{1/2} = 6,54 \cdot 10^3$ лет) и ⁹⁰Sr ($T_{1/2} = 29,1$ лет), содержание которых не учтено при разработке проекта на систему переработки ЖРО от АС с реактором БН-350. Согласно теоретической оценке, в ЖРО от реактора БН-350 также следует ожидать и учитывать при разработке технологии переработки ЖРО наличие радионуклидов ⁹⁹Tc ($T_{1/2} = 2,13 \cdot 10^5$ лет), ²³⁷Np ($T_{1/2} = 2,14 \cdot 10^6$ лет), ²⁴⁴Cm ($T_{1/2} = 18,1$ лет), ¹⁵¹Sm ($T_{1/2} = 90,0$ лет).

В ходе экспериментальных исследований, выполненных на Игналинской АЭС (Литва) с реактором РБМК-1500, в пробах РАО обнаружены следующие радионуклиды: ³H, ¹⁴C, ⁵⁴Mn, ⁵⁵Fe, ⁶⁰Co, ⁶³Ni, ⁶⁵Zn, ⁹⁰Sr, ⁹⁴Nb, ⁹⁹Tc, ^{110m}Ag, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ²³⁸Pu, ²³⁹⁺²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴¹Am, ²⁴³⁺²⁴⁴Cm [8].

Представленная выше практика характеристики РАО АС АО «Концерн Росэнергоатом» отличается от принятой в ведущих странах мира, развивающих ядерную энергетику. Так, например, в США перечень контролируемых радионуклидов в РАО установлен исходя из их радиологической опасности после захоронения

⁴ Согласно результатам лабораторных испытаний, проведенных специалистами АО «ВНИИАЭС» и ООО НПП «Эксорб» на Белоярской АЭС.

[9] и включает такие радионуклиды как ^3H ($T_{1/2} = 12,3$ лет), ^{14}C ($T_{1/2} = 5,73 \cdot 10^3$ лет), ^{59}Ni ($T_{1/2} = 7,50 \cdot 10^4$ лет), ^{60}Co ($T_{1/2} = 5,27$ лет), ^{63}Ni ($T_{1/2} = 96,0$ лет), ^{90}Sr ($T_{1/2} = 29,1$ лет), ^{94}Nb ($T_{1/2} = 2,03 \cdot 10^4$ лет), ^{99}Tc ($T_{1/2} = 2,13 \cdot 10^5$ лет), ^{129}I ($T_{1/2} = 1,57 \cdot 10^7$ лет), ^{137}Cs ($T_{1/2} = 30,0$ лет), ^{241}Pu ($T_{1/2} = 14,4$ лет), ^{242}Cm ($T_{1/2} = 163$ сут). Кроме того, в РАО контролируется суммарная объемная активность радионуклидов с периодом полураспада менее пяти лет и суммарная объемная активность трансураниевых α -излучающих радионуклидов с периодом полураспада более пяти лет.

Таким образом, перечень контролируемых радионуклидов в РАО включает несколько десятков радионуклидов.

В документе МАГАТЭ [10] приводится перечень из 30 радионуклидов, «представляющих интерес» при характеристике РАО от АС.

Для РАО от АС Козлодуй (Болгария) с реакторными установками типа ВВЭР (четыре остановленных блока с РУ ВВЭР-440 и два действующих энергоблока с РУ ВВЭР-1000) установлен перечень из 28 радионуклидов, подлежащих контролю при передаче на захоронение. Схожий перечень, включающий 20 радионуклидов, установлен на АС Моховце и Богунице (Словакия) с РУ ВВЭР-440.

В настоящее время АО «Концерн Росэнергоатом» реализует программу по разработке перечней радионуклидов, контролируемых при паспортизации РАО АС. Требование наличия такого перечня радионуклидов, определяемого по согласованию с Национальным оператором по обращению с РАО, установлено Федеральными нормами и правилами НП-093-14 [11]. Специалистами ВНИИАЭС впервые определен и согласован с Национальным оператором перечень радионуклидов для паспортизации РАО Нововоронежской АЭС, который включает 20 радионуклидов.

В табл. 1 приведена сводная информация о радионуклидах, контролируемых в РАО на АС с реакторами различных типов в разных странах.

Исследования радионуклидного состава РАО на одной из АС показали, что учет трансураниевых элементов может существенно повлиять на оценку класса РАО, передаваемых на захоронение. Пример результа-

тов радиационного контроля трех проб РАО, демонстрирующий влияние учета трансураниевых элементов на классификацию РАО, представлен в табл. 2.

Из табл. 2 видно, что учет трансураниевых элементов при паспортизации может приводить к переводу РАО из класса 4 в класс 3, или даже в класс 2. Игнорирование реального радионуклидного состава РАО искусственно занижает их радиологическую опасность для будущих поколений. Соблазн таких действий может быть весьма велик, так как в соответствии с действующими в 2017 г. тарифами [12] затраты на захоронение РАО класса 4 в 3,54 раза меньше, чем класса 3, и примерно в 15,1 раза меньше, чем класса 2.

Следует отметить, что контроль значительной части радионуклидов из расширенного перечня требует применения методов контроля, связанных с затратными процедурами отбора, подготовки и анализа проб, так как их распад не сопровождается гамма-излучением достаточной энергии и интенсивности для проведения измерений неразрушающими методами.

Такие радионуклиды в мировой практике принято называть «сложнодетектируемыми». С целью снижения затрат и повышения оперативности контроля сложнодетектируемых радионуклидов может применяться подход с использованием технологии радионуклидного вектора [13], рекомендованной МАГАТЭ [10]. Этот подход основывается на установлении устойчивых или консервативных соотношений между удельными активностями радионуклидов, которые принято называть «радионуклидными векторами». Установление для каждого типа РАО радионуклидных векторов позволяет свести систематический контроль в РАО радионуклидов, включая сложнодетектируемые, к измерению удельных активностей отдельных реперных радионуклидов, распад которых сопровождается высоким выходом гамма-излучения (^{137}Cs , ^{60}Co и др.).

Применение технологии радионуклидных векторов помимо очевидных преимуществ потенциально может приводить к дополнительным издержкам. Издержки связаны с неопределенностью, вносимой применением радионуклидных векторов в результаты радиационного контроля при паспортизации, которая

Таблица 1

Радионуклиды, контролируемые в РАО от АС в разных странах

| | |
|---|---|
| Казахстан, Шевченковская АС (БН-350) | ^3H , ^{14}C , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{151}Sm , ^{237}Np , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am , ^{244}Cm |
| Литва, Игналинская АС (РБМК-1500) | ^3H , ^{14}C , ^{54}Mn , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{65}Zn , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{99}Tc , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Pu , ^{241}Am , $^{243+244}\text{Cm}$ |
| США | ^3H , ^{14}C , ^{59}Ni , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{241}Pu , ^{242}Cm , $\Sigma\alpha(T_{1/2} > 5 \text{ лет})$, $\Sigma(T_{1/2} < 5 \text{ лет})$ |
| Болгария, АС Козлодуй (ВВЭР-440, ВВЭР-1000) | ^3H , ^{14}C , ^{54}Mn , ^{55}Fe , ^{59}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{95}Nb , ^{99}Tc , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{129}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , $^{239-240}\text{Pu}$, ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{242}Cm , ^{244}Cm |
| Словакия, АС Моховце и Богунице (ВВЭР-440) | ^3H , ^{41}Ca , ^{54}Mn , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{79}Se , ^{90}Sr , ^{93}Mo , ^{93}Zr , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{126}Sn , ^{129}I , ^{135}Cs , ^{137}Cs , ^{151}Sm , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am |
| РФ, Нововоронежская АС | ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{235}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{241}Am , ^{243}Cm , ^{244}Cm |
| МАГАТЭ | ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{41}Ca , ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{79}Se , ^{90}Sr , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{106}Ru , ^{125}Sb , ^{129}I , ^{135}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{235}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm |

Таблица 2

Влияние учета трансураниевых элементов на классификацию РАО

| № пробы | $\Sigma\alpha$, Бк/г | $\Sigma\beta$, Бк/г | Категория по удельной активности | | Класс РАО | |
|---------|-----------------------|----------------------|----------------------------------|---------------------|-----------|---------------------|
| | | | ТУЭ | β -излучатели | ТУЭ | β -излучатели |
| 1 | $2,8 \cdot 10^1$ | $1,8 \cdot 10^3$ | НАО | НАО | 3 | 4 |
| 2 | $1,0 \cdot 10^1$ | $3,5 \cdot 10^2$ | НАО | ОНРАО | 3 | 4 |
| 3 | $1,4 \cdot 10^2$ | $1,5 \cdot 10^3$ | САО | НАО | 2 | 4 |

Примечание: ТУЭ – трансураниевые элементы; НАО – низкоактивные РАО; САО – среднеактивные РАО; ОНРАО – очень низкоактивные РАО

может составлять сотни процентов. Значительное увеличение неопределенности может привести к ложному отнесению паспортизируемых партий РАО к более высокому классу, и, как следствие, к увеличению затрат на захоронение РАО. Поэтому применение указанной технологии требует дополнительного обоснования, основанного на результатах детальных экспериментальных исследований.

Корректный учет радионуклидного состава ЖРО может изменить с позитивной на негативную оценку эффективности системы очистки ЖРО. Например, вместо очистки ЖРО, позволяющей сбрасывать очищенные воды в акваторию, по-прежнему можно получить ЖРО, а после их отверждения – ТРО, категория которых может не отличаться от категории отвержденных неочищенных ЖРО.

В этом гипотетическом случае затраты на передачу Национальному оператору на захоронение среднеактивных ТРО, образовавшихся после отверждения отработанных сорбентов и осадков и их кондиционирования, а также затраты на УИСО и ее обслуживание будут не обоснованы в сравнении с затратами при отверждении и последующем кондиционировании исходных среднеактивных ЖРО без использования технологии селективной сорбции.

В этой связи выбор для переработки ЖРО технологии глубокого упаривания на Нововоронежской АС и в филиале АО «Концерн Росэнергоатом» «Опытном-демонстрационный инженерный центр по выводу из эксплуатации» или установки битумирования на Калининской АС [2], возможно, является более предпочтительным, чем сооружение и эксплуатация УИСО.

Возможный подход к определению приемлемости технологии переработки ЖРО представлен в табл. 3.

Показателен опыт эксплуатации установки УИСО, внедренной в 2006 г. на Кольской АЭС. Согласно статье [14], после очистки ЖРО на УИСО Кольской АЭС «остаточная активность растворов составляет величину менее 10⁵ Бк/кг». Такой уровень остаточной активности может соответствовать низкоактивным жидким

РАО, которые после отверждения перейдут в категорию ОНРАО.

Выводы

Таким образом, на современном этапе развития атомной промышленности технологию сорбции преждевременно рассматривать как универсальное решение проблемы переработки ЖРО, так как отсутствуют доказательства ее эффективности для очистки отходов от радионуклидов, определяющих долгосрочную радиологическую опасность РАО после захоронения.

Для комплексного решения проблемы ЖРО АС первым этапом необходимо четко определить область применения сорбентов и сформулировать требования к их характеристикам.

Исследования характеристик ЖРО (химических, физических, радиационных), накопленных и образующихся при эксплуатации АС с реакторами различного типа (ВВЭР, РБМК, БН), позволят определить исходные требования к технологиям переработки ЖРО. Проведение испытаний сорбентов на РАО от АС позволит оценить реальную эффективность существующих селективных сорбентов и целесообразность их дальнейшего применения, а также определить роль технологии в стратегии переработки ЖРО.

В этой связи актуальным является проведение комплексного анализа эффективности технологий переработки ЖРО на всех АС России с учетом радионуклидов, определяющих радиологическую опасность РАО после захоронения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шукин А.П., Серебряков Б.Е., Иванов Е.А. и соавт. Последствия инцидента 1985 г. на Нововоронежской АЭС // В сб.: «XI Международный симпозиум «Урал атомный, Урал промышленный» 7–11 февраля 2005 г. Тезисы докладов». – Екатеринбург. 2005. С. 119–120.
2. Стахов М.Р. Стратегия обращения с радиоактивными отходами ОАО «Концерн Росэнергоатом». Слайдовый доклад на конференции «АтомЭко-2015». http://www.atomeco.org/mediafiles/u/files/2015/Materials/9_november/Staxiev.pdf (дата обращения к ресурсу 25.07.2017).

Таблица 3

Оценка приемлемости технологии переработки ЖРО

| № п/п | Состояние конечного жидкого продукта (фильтрат) | Состояние конечного продукта по технологии переработки ЖРО | Оценка приемлемости технологии |
|-------|---|--|---|
| 1 | Жидкая среда удовлетворяет требованиям для сброса в открытую гидросеть | Очищенная жидкая среда сбрасывается в открытую гидросеть. Активность исходных ЖРО локализована в кондиционированных ТРО категории САО. | Безусловно приемлема |
| 2 | Жидкая среда не удовлетворяет требованиям для сброса в открытую гидросеть | После отверждения жидкая среда переводится в твердые отходы, подлежащие освобождению от контроля. Активность исходных ЖРО локализована в кондиционированных ТРО категории САО. | Приемлема |
| 3 | ЖРО | После отверждения жидкая среда переводится в категорию твердых ОНРАО. Основная доля активности исходных ЖРО локализована в кондиционированных ТРО категории САО. | Приемлема при наличии полигонов для захоронения ОНРАО. Необходима технико-экономическая оценка с учетом альтернативных вариантов кондиционирования ЖРО. |
| 4 | ЖРО | После отверждения жидкая среда переводится в категорию твердых НАО; Основная доля активности исходных ЖРО локализована в кондиционированных ТРО, категории САО. | Необходима технико-экономическая оценка с учетом альтернативных вариантов кондиционирования ЖРО. |
| 5 | ЖРО | После отверждения жидкая среда переводится в категорию твердых САО. Существенная доля активности исходных ЖРО локализована в кондиционированных ТРО категории САО. | Неприемлема |

3. Годовой отчет о деятельности Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору в 2015 г. – М. 2016. http://www.gosnadzor.ru/public/annual_reports/Годовой_отчет_2015.pdf (дата обращения к ресурсу 25.07.2017).
4. Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
5. Распоряжение Правительства РФ № 2499-р от 07.12.2015.
6. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 № 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».
7. Зверева И.О. Разработка технологии переработки неорганических ЖРО РУ БН-350. – Курчатов. Институт радиационной безопасности и экологии Республики Казахстан. – 2011.
8. Remeikis V. et al. Study of the nuclide inventory of operational radioactive waste for the RBMK-1500 reactor // Nucl. Eng. Design. 2009. Vol. 239. P. 813–818.
9. NRC: 10 CFR § 61.55 Waste classification.
10. IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18. IAEA. Vienna. 2009.
11. НП-093-14. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения.
12. Приказ Минприроды России от 13.03.2013 № 89 «О первоначальном установлении тарифов на захоронение радиоактивных отходов».
13. ISO 21238-2007. Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate-level radioactive waste packages generated at nuclear power plants.
14. Хубецов С.Б., Свитцов А.А., Демкин В.И. Переработка солевых концентратов, образующихся после установки УИСО (Кольская АЭС) // В: Сборник трудов международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» МНТК-2016. – М. 2016.

Radiological Aspects of Liquid Radioactive Waste Management from Nuclear Power Plants Operation

O.A. Kochetkov¹, E.A. Ivanov², D.A. Sharov²

1. A.I. Burnazyan Federal Medical Biophysical Center, Moscow, Russia. E-mail: kochetkov2oleg@list.ru

2. All-Russian Scientific Research Institute for Nuclear Power Plants Operation Moscow, Russia.

O.A. Kochetkov – Head of Lab., PhD Tech, FMBA Expert, Member of RSCRП, Member of Nuclear Society of Russia; E.A. Ivanov – Deputy Director, PhD Tech, Member of RSCRП, Member of Nuclear Society of Russia; D.A. Sharov – Head of Dep. of Radiation Safety, Ecology and Occupational Safety, PhD Phys.-Math.

Abstract

Purpose: The prospects and scale of the further development of nuclear energy depend to a large extent on the solution of the radioactive waste management (RW) problem. Special attention is given to management of the liquid radioactive waste (LRW), which poses the main potential hazard to the public and the environment, since LRW storage can lead to leaks into the environment.

The purpose of the paper is to examine the radiological aspects of LRW management from nuclear power plants (NPPs) operation and to study the influence of the list of radionuclides controlled in RW on the evaluation of the efficiency of LRW treatment technology and on the validity of radioactive waste characterization and classification.

Material and methods: The work is based on analysis of public materials (scientific publications, legal documents, international standards, recommendations of international organizations) in the area of LRW treatment and conditioning technologies, and methods of radioactive waste characterization, including information about accepted lists of controlled radionuclides.

Results: It is shown that an unreasonable reduction of the list of controlled radionuclides can lead to a significant underestimation of the radiological hazard of RW packages transferred for disposal. In order to optimize the volume of RW radiation control, the radionuclide vector technology was proposed. It is stated that the technology is not universal and its application in each specific case requires additional justification. It is shown that the correctness of accounting for the radiological characteristics of radioactive waste can significantly influence the evaluation of the efficiency of the radioactive waste treatment technology. A possible approach to determining the acceptability of LRW treatment technology based on the characteristics of the final products formed is suggested.

Conclusions: There is no universal approach to solve the problems of LRW treatment at the moment. A survey of the characteristics of LRW (chemical, physical, radiation) accumulated and formed during the operation of NPP with various types of reactors (VVER, RBMK, BN) should be performed to determine the initial requirements for LRW treatment technologies. A comprehensive analysis of the efficiency of LRW treatment technologies at all Russian NPPs is of interest with taking into account radionuclides that determine the radiological hazard of radioactive waste after the final disposal.

Key words: radioactive waste, liquid radioactive waste, nuclear power plant, radionuclide, radiological hazard, treatment technologies, selective sorption

REFERENCES

1. Shhukin A.P., Serebryakov B.E., Ivanov E.A. et al. Posledstviya incidenta 1985 g. na Novovoronezhskoy AES // V sb.: «XI mezhdunarodnyj simpozium "Ural atomnyj, Ural promyshlennyj" 7–11.02.2005. Tezisy dokladov». – Ekaterinburg. 2005. P. 119–120.
2. Staxiv M.R. Strategiya obrashheniya s radioaktivnymi otkhodami OAO «Koncern Rosenergoatom». Slajdovyy doklad na konferencii «Atomeko-2015». http://www.atomeko.org/mediafiles/u/files/2015/materials/9_november/staxiev.pdf (data obrashheniya k resursu 25.07.2017).
3. Godovoj otchet o deyatelnosti federalnoj sluzhby po ekologicheskomu, tehnologicheskomu i atomnomu nadzoru v 2015 g. – M. 2016. http://www.gosnadzor.ru/public/annual_reports/godovoj_otchet_2015.pdf (data obrashheniya k resursu 25.07.2017).
4. Federalnyj zakon ot 11.07.2011 N 190-Fz «Ob obrashhenii s radioaktivnymi otkhodami i o vnesenii izmenenij v otdelnye zakonodatelnye akty Rossijskoj Federacii».
5. Rasporyazhenie Pravitelstva RF № 2499-r ot 07.12.2015.
6. Postanovlenie Pravitelstva RF ot 19.10.2012 № 1069 «O kriteriyax otneseniya tverdyx, zhidkix i gazoobraznyx otkhodov k radioaktivnym otkodam, kriteriyax otneseniya radioaktivnyx otkodam i k udalyaemym radioaktivnym otkodam i kriteriyax klassifikacii udalyaemyx radioaktivnyx otkodov».
7. Zvereva I.O. Razrabotka texnologii pererabotki neorganicheskix ZHRO RU BN-350. – Kurchatov. Institut radiacionnoj bezopasnosti i ekologii respublik Kazaxstan. 2011. Pp. 8–10 see P. 38.
11. NP-093-14. Kriterii priemlemosti radioaktivnyx otkodov dlya zaxoroneniya.
12. Prikaz Minprirody Rossii ot 13.03.2013 № 89 «O pervonachalnom ustanovlenii tarifov na zaxoronenie radioaktivnyx otkodov».
13. ISO 21238-2007 «Scaling factor method to determine the radioactivity of low- and intermediate-level radioactive waste packages generated at nuclear power plants».
14. Xubecov S.B., Svitcov A.A., Demkin V.I. Pererabotka solevyx koncentratov, obrazuyushixsya posle ustanovki UIISO (Kolskaya AES) // Sbornik trudov mezhdunarodnoj nauchno-texnicheskoj konferencii «Bezopasnost, effektivnost i ekonomika atomnoj energetiki» MNTK-2016. – M. 2016.