

На правах рукописи

СКВОРЦОВ
Александр Иванович

**ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ
ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА
НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ**

Специальность 05.14.03 – Ядерные энергетические установки,
включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

САНКТ-ПЕТЕРБУРГ – 2007

Работа выполнена в Федеральном государственном унитарном предприятии "Головной институт "Всероссийский проектный и научно-исследовательский институт комплексной энергетической технологии" (ФГУП "ГИ "ВНИПИЭТ")

Научный руководитель:

– доктор хим. наук, профессор

Ампелогова Наталья Ивановна

Официальные оппоненты:

– доктор техн. наук, профессор

Еперин Анатолий Павлович

– кандидат хим. наук, ст. науч. сотр.

Ефимов Анатолий Алексеевич

Ведущая организация: *ГНЦ РФ "Физико-энергетический институт"*
им. академика А.И. Лейпунского.

Защита диссертации состоится 27 февраля 2007 г. в 18-00 на заседании диссертационного совета Д 212.229.04 в ГОУ ВПО "Санкт-Петербургский государственный политехнический университет" по адресу:

195251, Санкт-Петербург, ул. Политехническая, 29
в аудитории 411 ПГК

С диссертацией можно ознакомиться в фундаментальной библиотеке ГОУ ВПО "Санкт-Петербургский государственный политехнический университет".

Автореферат разослан "26" января 2007 г.

Отзыв на автореферат, заверенный печатью учреждения, в двух экземплярах просим направить по вышеуказанному адресу на имя ученого секретаря диссертационного совета.

Факс: (812)-5521630

E-mail: kg1210@mail.ru

Ученый секретарь
диссертационного совета



К.А. Григорьев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы определяется Федеральной целевой программой "Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 гг. и на перспективу до 2015 г.", утвержденной Постановлением Правительства РФ от 06.10.2006 г. №605. С целью развития инновационных технологий атомной энергетики программа предусматривает продолжение строительства блока №4 Белоярской АЭС с реактором БН-800 и ввод его в эксплуатацию в 2012 г. Опытный реактор БН-800 предназначен для отработки технологии замкнутого ядерного топливного цикла с использованием смешанного уран-плутониевого (МОКС) топлива. Планируется также выполнение обоснования проекта энергоблока с реактором БН-1800. Развитие технологий с реакторами БН укрепляет лидерство России в этом направлении атомной энергетики.

Однако в проектах первого поколения отечественных реакторов БН действовавшими в то время нормами требования к выводу реакторной установки из эксплуатации и созданию комплексов переработки и кондиционирования радиоактивных отходов не предусматривались. Федеральная программа рассматривает создание мощностей по обращению с радиоактивными отходами и подготовку к выводу из эксплуатации энергоблоков АЭС как важные задачи совершенствования атомного энергопромышленного комплекса. Для разработки проектов вывода из эксплуатации конкретных блоков АЭС необходимы информационно-аналитическое обеспечение и исходные данные. Таким образом, анализ объемов и состава, методология обращения с радиоактивными отходами (РАО) и разработка технологий переработки и кондиционирования жидких и твердых РАО при выводе из эксплуатации реактора БН приобретают важнейшее значение для отечественной атомной энергетики.

В мировой практике опыт вывода из эксплуатации промышленных реакторов на быстрых нейтронах и комплексной переработки больших объемов РАО, в том числе жидкометаллического натрия, незначителен. Всего в мире эксплуатировались 9 экспериментальных реакторов-бридеров (6 из них остановлены) и 8 энергетических реакторов (остановлены 6). В настоящее время в Европе находятся в эксплуатации только 2 реактора БН: БН-600 и "Феникс". Сооружение реакторов БН средней мощности с натриевым теплоносителем предполагается в Японии, Индии и Китае. Остановленные реакторные установки в основном законсервированы и хранятся под наблюдением. Переработка отработанного натриевого теплоносителя проводилась в ограниченных масштабах на экспериментальных установках. Следовательно, разработанная методология обращения с РАО и технологии переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) и твердых радиоактивных отходов (ТРО) на примере вывода из эксплуатации (ВиЭ) реактора БН-350 будут являться прототипами для обращения с РАО энергетических реакторов БН, охлаждаемых жидким натрием, например, БН-600, БН-800, БН-1800, и могут быть использованы на действующих АЭС с водоохлаждаемыми реакторами, а также в проектах новых энергоблоков.

Целью диссертационной работы является решение научно-технической проблемы, заключающейся в разработке методологии обращения с радиоактивными отходами при выводе из эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах (на примере БН-350), обеспечивающей приведение РАО в безопасное состояние за счет снижения их объемов и кондиционирования в формы, пригодные для длительного хранения, а также экономичность переработки. Для достижения цели ставятся следующие задачи:

- разработка программы проведения комплекса научных исследований, от-

работки методологии обращения с РАО и технологий их переработки и кондиционирования;

- анализ объемов, состава и уровня активности РАО, накопленных при эксплуатации и образующихся при ВиЭ реактора БН; разработка классификации РАО по их уровню активности, физико-химической природе, способам переработки и хранения;
- составление материального баланса перерабатываемых ЖРО, низко- и среднеактивных ТРО по объемам и типам отходов;
- проведение сравнения характеристик РАО реакторов на тепловых и быстрых нейтронах, оценка особенностей РАО реакторов БН;
- разработка методологии обращения с РАО разных категорий по активности и физико-химическим характеристикам при выводе из эксплуатации реактора БН;
- разработка безопасной технологии извлечения ТРО из траншей;
- разработка комплекса эффективных и безопасных технологий переработки и кондиционирования ЖРО, ТРО и жидкометаллического натриевого теплоносителя реакторов БН.

Научная новизна работы заключается в следующем:

- на основе впервые выполненного анализа объемов, состава и уровня активности радиоактивных отходов реактора БН (на примере БН-350) и разработанной классификации установлено, что в составе ТРО преобладают низкоактивные отходы (НАО) ($\geq 70\%$), высокоактивные составляют 3-4%. Основная часть (80-82%) низко- и среднеактивных ТРО находится в траншейных хранилищах. Декантаты и шламы неорганической природы составляют $\sim 70\%$ суммарного объема ЖРО. Объем РАО на 1-м этапе ВиЭ реактора БН $\sim 18000 \text{ м}^3$, из них ЖРО – 4000 м^3 ; суммарная гамма-активность – $2,4 \cdot 10^{15}$ Бк, основной радионуклид – ^{137}Cs ;
- сравнение характеристик РАО реакторов на тепловых и быстрых нейтронах показало, что состав и уровни активности РАО аналогичны. Определены особенности РАО реакторов БН: объем ЖРО в 2-2,5 раза ниже, ТРО – в 1,5-3 раза выше, чем на реакторах ВВЭР; специфические ТРО реакторов БН - жидкометаллический натриевый теплоноситель, ловушки и адсорберы, содержащие натрий;
- составлены материальные балансы перерабатываемых ЖРО и ТРО по их объемам, типам, уровню активности, способам обращения.
- разработана методология обращения с РАО, в том числе с жидкометаллическим натрием, при ВиЭ реактора на быстрых нейтронах, включающая последовательность переработки РАО разных категорий и типов, обоснование необходимости извлечения и переработки низко- и среднеактивных ТРО из траншей и критериев выбора технологий переработки РАО, экономическое обоснование выбора способа компактирования и технологий переработки низкоактивных ТРО; обоснование экологически безопасной технологии удаления и кондиционирования металлического натрия;
- разработана новая технология извлечения ТРО из траншей с локализацией радиоактивных загрязнений.

Достоверность научных положений и технологических разработок базируется на использовании методов научного анализа и обобщения, статистической обработки данных; на нормативных документах по обращению с радиоактивными отходами, радиационной и экологической безопасности, охране окружающей среды и защите населения и персонала; подтверждена эффективностью предложенных методов и техноло-

гий, их апробацией и результатами испытаний.

Практическая ценность работы.

Разработанная методология обращения с РАО, выполненный анализ состава и уровня активности РАО, их классификация и материальный баланс являются существенным вкладом в информационно-аналитическое обеспечение и подготовку исходных данных для разработки проектов ВиЭ и обращения с РАО реакторов БН. Предложенные технологии переработки и кондиционирования ЖРО, низко- и среднеактивных ТРО реактора БН обеспечивают сокращение их объемов в 2-5 раз с получением конечных нерадиоактивных продуктов и упаковок РАО, пригодных для длительного хранения. Новая технология извлечения ТРО из траншей представляет интерес для решения проблемы ликвидации "исторических" траншейных хранилищ. Методология обращения с РАО и комплекс технологий их переработки внедрены в проекты комплексов переработки ЖРО и ТРО БН-350 и хранилища твердых и отвержденных РАО и могут быть использованы на реакторах БН-600, БН-800 и т.п. и АЭС с водоохлаждаемыми реакторами как при эксплуатации, так и при ВиЭ, а также в проектах новых энергоблоков.

Личный вклад автора включает составление программы научных исследований, технологических и проектно-конструкторских разработок по обращению с РАО применительно к энергетическим установкам с реакторами БН и разработку методологии обращения с РАО при ВиЭ реакторов БН. Автор разработал классификацию и составил материальные балансы РАО; экономически обосновал технологию компактирования ТРО; предложил комплекс технологии переработки жидких и твердых РАО; обосновал необходимость извлечения ТРО из траншей и разработал для этой операции новую технологию; диссертант выполнил сравнительный анализ РАО реакторов на тепловых и быстрых нейтронах.

На защиту выносятся:

- характеристики объемов, состава, уровня активности ЖРО и ТРО, классификация РАО реактора БН по их активности, физико-химическим свойствам, способам переработки и хранения; материальные балансы ЖРО и ТРО;
- результаты сравнения характеристик РАО реакторов на тепловых и быстрых нейтронах и оценки особенностей РАО реакторов БН;
- методология обращения с РАО различных типов и категорий активности;
- обоснование необходимости извлечения и переработки ТРО из траншейных хранилищ и новая технология их извлечения;
- комплекс технологий переработки жидких и твердых низко- и среднеактивных отходов и жидкометаллического натриевого теплоносителя реактора БН.

Апробация результатов работы. Основные положения работы докладывались и обсуждались на следующих конференциях, семинарах и совещаниях: Междунар. семинаре по ВиЭ реактора БН-350 (г.Алматы, ЦБЯТ, июль 2000); 4-й Междунар. конференции "Радиационная безопасность: экология атомной энергетики" (Санкт-Петербург, сентябрь 2001); Междунар. совещании по разработке проекта КП ЖРО РУ БН-350 (Санкт-Петербург, январь 2002); Форуме "Ядерные энергетические технологии с реакторами на быстрых нейтронах" (г.Обнинск, ГНЦ ФЭИ, декабрь 2003); Междунар. совещаниях по проектированию КП ЖРО и ТРО РУ БН-350 (г.Актау, май 2004; Санкт-Петербург, июль 2005); VIII Междунар.конференции "Безопасность ядерных техноло-

гий: экономика безопасности и обращение с источниками ионизирующих излучений"(Санкт-Петербург, сентябрь 2005); Междунар. совещании по проекту КП ЖРО РУ БН-350, (ЗАО "МЭТР", Москва, сентябрь 2005).

По теме диссертации опубликовано 5 статей, 2 тезиса докладов.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, 6 глав, заключения, выводов и 7 приложений, изложена на 168 страницах основного текста, содержит 22 рис., 39 табл. Список литературы включает 165 наименований.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении определены цели и задачи диссертационной работы, обоснованы актуальность, научная новизна и практическая ценность работы, защищаемые положения.

Первая и вторая главы диссертации представляют собой литературный обзор.

В первой главе даны основные характеристики реакторов на быстрых нейтронах и физико-химических свойств теплоносителя - жидкого натрия. Проведен анализ концепций и вариантов вывода блоков АЭС из эксплуатации и существующего опыта обращения с РАО в процессе вывода из эксплуатации реакторов на тепловых и быстрых нейтронах.

Во второй главе рассмотрены основные методы переработки ЖРО. Особое внимание уделено известным сорбционным методам очистки ЖРО от радионуклидов цезия и способам отверждения ЖРО. Проведен критический анализ способов обращения с жидкими и твердыми РАО на АЭС, существующих и вновь сооружаемых на ряде АЭС комплексов сбора и переработки низко- и среднеактивных радиоактивных отходов (НА и СА РАО).

Принятая концепция вывода из эксплуатации РУ БН-350 включает приведение РУ БН-350 в состояние безопасного хранения на 1-м этапе ВиЭ; безопасное хранение РУ в течение 50 лет на 2-м этапе и полный демонтаж на заключительном этапе. Дана характеристика текущего состояния РУ БН-350 (на 09.2004 г.). Приведены основные положения составленной программы комплекса научных исследований и технологических разработок по обращению с РАО при ВиЭ реактора БН.

Третья глава посвящена анализу и классификации РАО, накопленных при эксплуатации и образующихся при ВиЭ реактора на быстрых нейтронах, на примере РУ БН-350.

В емкостях хранилища ЖРО (ХЖРО) находятся на хранении кубовые остатки, пульпа диатомита и ионитов. Общий объем ЖРО – 2730 м³, суммарная гамма-активность – $3,4 \cdot 10^{14}$ Бк (табл.1). По удельной активности ЖРО относятся к САО, активность определяется ¹³⁷Cs.

Удельная активность шламов выше, чем удельная активность декантатов. Объем пульпы диатомита и ионообменных смол и щелочно-масляного раствора (органические ЖРО) составляет 32% от общего объема ЖРО. Объем неорганических декантатов – 1560 м³, шламов – 293 м³, общая активность $2,9 \cdot 10^{14}$ Бк.

В процессе приведения РУ в состояние безопасного хранения на 1-м этапе ВиЭ образуется до 10⁴ м³ ЖРО, после выпаривания ~ 1000 м³ кубовых остатков с удельной активностью $4 \cdot 10^{10}$ Бк/м³. Итого, объем неорганических ЖРО (декантатов)– 2560 м³, шламов – 293 м³, суммарная активность – $3,2 \cdot 10^{14}$ Бк. Составлен материальный баланс ЖРО (рис.1).

Таблица 1 – Характеристики декантатов и шлама в емкостях ХЖРО

Емкость	Объем ЖРО, м ³	Соотношение объемов декантата и шлама	Соотношение активности декантата и шлама	Суммарная γ -активность, МБк	Сухой остаток, г/л (дек/шлам)	Примечание
1	576	2,0	0,28	$4,1 \cdot 10^7$	5/50	Пульпа, ионо-обменные смолы
2	400	3,5	0,90	$1,7 \cdot 10^8$	450/467	Неорганические ЖРО
3	953	21,7	0,91	$4,0 \cdot 10^7$	130/130	"-"
4	51	-	-	-	-	Пастообразный шлам
5	442	3,3	0,45	$7,3 \cdot 10^7$	72/110	Неорганические ЖРО
6	300	53,7	-	$7,5 \cdot 10^6$	130/120	Щелочно-масляный раствор, масло
7	10,6	-	-	$2,6 \cdot 10^6$	-/560	Шлам
Итого:	2733			$3,34 \cdot 10^8$		



Рисунок 1 – Материальный баланс накопленных ЖРО и шламов

Твердые отходы, накопленные при эксплуатации РУ, размещены на временное хранение в инженерных сооружениях хранилища ТРО (ХТРО) и в помещениях здания РУ.

Состав ТРО в траншеях – строительные отходы; металлические детали, арматура, чехлы, пеналы; спецодежда, СИЗ, фильтры и т.п. Траншеи заполнялись ТРО навалом, засыпались землей, уплотнялись и бетонировались. Общий объем ТРО в них – 10600 м^3 .

В бункерном хранилище находится 140 т высокоактивных отходов (ВАО) с суммарной активностью $3,5 \cdot 10^{13}$ Бк. В зд. РУ на хранении находятся чехлы, пеналы, сборки, радионуклидные источники (РИ), фильтры, ловушки, адсорберы и т.п. Общая масса ТРО – 190 т, из них низкоактивных отходов – 100 т, среднеактивных отходов (САО) – 40 т, ВАО – 50 т; активность ТРО $\geq 2,3 \cdot 10^{14}$ Бк. Суммарная активность ловушек и адсорберов - $5,5 \cdot 10^{14}$ Бк. На предприятии МАЭК на хранении находится около 11 тыс. РИ с активностью $8,3 \cdot 10^{14}$ Бк. Всего за время эксплуатации БН-350 накоплено ~ 7550 т ТРО (13000 м^3) с активностью $1,9 \cdot 10^{15}$ Бк.

Разработана классификация накопленных ТРО по физико-химической природе, уровню активности, способам переработки и хранения; с целью оценки соотношения

объемов ТРО разного типа и уровня активности и формирования потоков ТРО по способам переработки составлен материальный баланс НА и СА ТРО из траншей (рис.2).

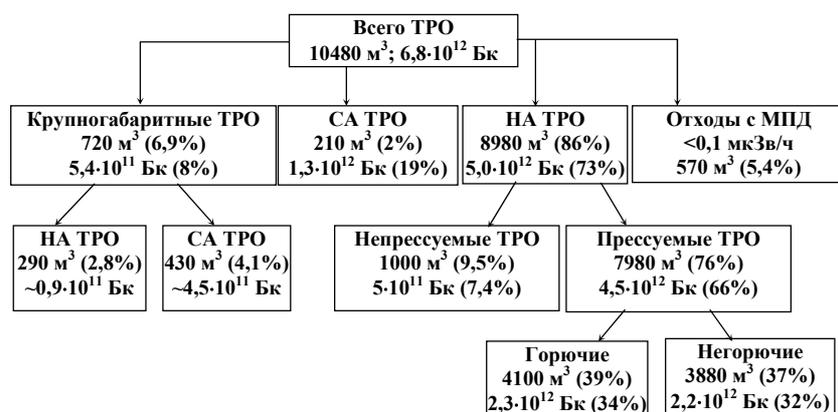


Рисунок 2 - Материальный баланс по накопленным в ХТРО НА и СА ТРО, перерабатываемых на первой стадии

К неперерабатываемым и специфическим ТРО отнесены металлический натрий, специальное оборудование, РИ и т.п. (табл.2).

Таблица 2 – Специфические и неперерабатываемые виды ТРО

Вид ТРО	Кол-во шт.	Объем, м³	Активность, Бк	Категория ТРО
Металлический натрий в системе хранения и на поверхностях 1 контура	-	602	$2,15 \cdot 10^{12}$	САО
Натрий в холодной ловушке оксидов 1 контура	-	17,5	$6,25 \cdot 10^{10}$	САО
Адсорберы	5	10,4	$2,9 \cdot 10^{14}$	ВАО
Ловушки цезия	7	6,2	$2,6 \cdot 10^{14}$	ВАО
Гравий и песок из емкостей ХЖРО	-	182,4	$7,8 \cdot 10^{13}$	САО
Радионуклидные источники	11375	-	$9,7 \cdot 10^{14}$	ВАО
Нейтронные источники	3	-	$>1,4 \cdot 10^{13}$	ВАО
ТРО из траншей (фильтры, бетон.плиты)	-	184	-	САО

Объем низко- и среднеактивных ТРО, образующихся на 1 этапе ВиЭ реактора БН, составит 990 м³. Общий объем ТРО, накопленных при эксплуатации и образующихся на 1 этапе ВиЭ - ~14000 м³ (8240 т), из них 70-74% НАО, 22-23% САО и 3-4% ВАО

Для проведения сравнения характера и объемов РАО реакторов на тепловых и быстрых нейтронах предложено выполнить оценку коэффициента масштабирования из сравнения объемов РАО реакторов ВВЭР разной мощности; оценку коэффициента, учитывающего влияние компоновки и режима эксплуатации реакторов разного типа и одинаковой мощности, и расчет объема РАО на 1 МВт_{эл.} Эти коэффициенты используются для прогнозирования объемов РАО на реакторах БН-600 и т.п. Для оценки особенностей РАО реакторов БН проводят сравнение активности, структуры, химического состава и объемов ЖРО и ТРО реакторов БН и ВВЭР.

Сравнение объемов ЖРО проведено на основе значений, нормированных на 1 реактор.год и на 1 МВт_{эл.}год (для исключения влияния мощности реактора) (табл.3).

Таблица 3 – Объемы ЖРО на АЭС с реакторами на тепловых нейтронах (объемы приведены к солесодержанию 300-400 г/л)

Нормированная величина	ВВЭР-440		ВВЭР-1000	РБМК-1000	
	1970-80г.	1993-97г.	1993-97г.	1974-78г.	1993-97г.
м ³ /реактор.год	320-440	120-200	220-350	800-1000	360-450
Средний КИУМ*, %	69,5-73	53-79	52-71	57	75
м ³ /МВт _{эл.} .год	1,0-2,2	0,4-0,7	0,4-0,6	1,4-1,75	0,48-0,6

*КИУМ – коэффициент использования установленной мощности

Объем ЖРО на реакторах РБМК-1000 в 1,4 раза выше, чем на ВВЭР-1000; на 1 блок реактора ВВЭР-1000 ~ в 1,5 раза выше, чем на ВВЭР-440. Для сравнения объемов эксплуатационных ЖРО реакторов на тепловых и быстрых нейтронах, выбраны отечественные реакторы первого поколения со сравнимой мощностью и типом компоновки - ВВЭР-440 и БН-350 (табл.4). Объем ЖРО на БН-350 в 2-2,5 раза ниже, чем на реакторах ВВЭР-440.

Таблица 4 – Объемы ЖРО на реакторах ВВЭР-440 и БН-350

Нормированная величина	ВВЭР-440		БН-350	
	1970-80 гг.	1993-97 гг.	1970-80 гг.	1973-99 гг. в среднем
м ³ /реактор.год	320-440	120-200	120	50-75
м ³ /МВт _{эл.} .год	1,0-2,2	0,4-0,7	0,6	0,2-0,3

Для прогнозирования объемов РАО на БН-600 и других реакторах БН проведено сравнение характеристик БН-350 и БН-600. Петлевая компоновка контуров БН-350 аналогична компоновке контуров реакторов ВВЭР. БН-600 имеет интегральную компоновку в общем баке-корпусе реактора. Мощность БН-600 и глубина выгорания топлива почти в 2 раза выше, чем у БН-350. С учетом величины пересчетных коэффициентов (~ 2) среднегодовой объем ЖРО на реакторе БН-600 за время эксплуатации составит: м³/реактор.год - 100–150 (при солесодержании 200-300 г/л); м³/МВт_{эл.}.год – 0,25-0,35. За время эксплуатации БН-600 (30 лет) может быть накоплено 3000-4500 м³ ЖРО.

Удельная активность ЖРО реакторов на тепловых и быстрых нейтронах сравнима по величине, и на 95-99 % определяется нуклидом ¹³⁷Cs. ЖРО всех типов реакторов близки по химическому составу.

Объемы эксплуатационных ТРО реакторов БН сравнимы с объемами ТРО на реакторах РБМК, но в 1,5-3 раза выше, чем на реакторах типа ВВЭР и PWR (табл.5).

Таблица 5 – Объемы ТРО при эксплуатации АЭС с реакторами разного типа

Объемы ТРО, м ³ /реактор.год и м ³ /за время эксплуатации, на реакторах типа:					
ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000	БН-350	PWR-1000	BWR-1000
120-350	110-300	300-425	500-540	115-190	300-310
3600-10500	4400-12000	9000-12750	13000-14000	4600-7600	12000-12400

Состав ТРО реакторов на быстрых и тепловых нейтронах аналогичен. Соотношение объемов ТРО различного уровня активности также почти одинаково, но на реакторах БН слегка выше доля ВАО по сравнению с ТРО реакторов ВВЭР и PWR (табл. 6).

Таблица 6 – Соотношение эксплуатационных ТРО по уровню активности

Категория ТРО	Соотношение категорий ТРО, %, для реакторов типа:			
	ВВЭР	РБМК	БН	PWR, BWR
НАО	70-75	76-77	70-74	93
САО	19-28	19-21	20-23	6,6
ВАО	≤1-3	2,0-4,8	2,8 - 4	0,4-0,6

Особенности РАО реакторов БН - специфические ТРО: жидкометаллический натрий, высокоактивные адсорберы и ловушки, содержащие натрий; для БН-350 - наличие в составе ТРО более 11 тыс.шт. РИ.

По предварительным оценкам на заключительном этапе ВиЭ РУ БН образуется до 19250 т твердых отходов, из них радиоактивных – 11180 т (58%). Соотношение групп ТРО разной активности: НА – 35%, СА – 40%, ВА – 23%. При полной ликвидации РУ по сравнению с "отложенным демонтажом" существенно возрастает доля СА и ВА ТРО. Общая масса ТРО по завершении ВиЭ РУ БН почти не отличается от количества ТРО при ВиЭ на блоках с ВВЭР и европейских энергоблоках PWR и BWR.

Четвертая глава посвящена разработке методологии обращения с РАО при выводе из эксплуатации реактора на быстрых нейтронах (на примере БН-350).

Целью обращения с РАО при ВиЭ реакторной установки является экологически безопасная и экономически целесообразная переработка их с переводом в формы, пригодные для последующего длительного безопасного хранения и обеспечивающие отсутствие воздействия их на население и окружающую среду.

Методология обращения с РАО реакторов БН разработана применительно к ВиЭ реактора БН-350. РУ БН-350 находится на территории комбината МАЭК, г. Актау, установок переработки РАО на комбинате нет. В Республике Казахстан отсутствуют централизованные или региональные предприятия по переработке и хранению РАО; расположение РУ БН-350 изолированное, поэтому переработка и хранение кондиционированных РАО организуется непосредственно на площадке МАЭК.

Методология обращения с РАО включает решение следующих задач:

- выбор и обоснование технологий переработки ЖРО (декантатов) и отверждения шламов, позволяющих достичь максимального сокращения объемов отходов при минимальных затратах и кондиционирования их для длительного хранения;
- выбор, экономическое и экологическое обоснование технологий переработки и кондиционирования радиоактивного металлического натрия и отмывки контурного оборудования от остатков натрия;
- обоснование необходимости извлечения ТРО из траншей, создание технологии извлечения ТРО из траншей;
- разработка системы сбора, классификации, сортировки, переработки, упаковки ТРО с формированием упаковок, отвечающих требованиям нормативной документации РФ по критериям приемлемости отходов для длительного хранения;
- обеспечение длительного хранения упаковок РАО, отвечающего современным требованиям безопасности, с возможностью последующего вывоза отходов в региональный или централизованный пункт захоронения;

Методология обращения с РАО заключается в следующем.

ЖРО имеют различную природу: неорганическую и органическую. Для кондиционирования пульпы и маслосодержащих ЖРО должны быть разработаны специаль-

ные технологии. Рекомендовано проводить переработку ЖРО в две стадии: на первой стадии перерабатывают ЖРО неорганической природы. Далее осуществляют выбор технологий переработки органических ЖРО и производят их переработку.

Предлагаемая технологическая схема переработки неорганических ЖРО основана на ионоселективной очистке декантатов от радионуклидов цезия, упаривании очищенного фильтрата до сухих солей, отверждении шламов цементированием.

В составе твердых отходов преобладают НАО, основная часть которых размещена в траншеях. ВАО частично находятся на хранении в бункерном сооружении, емкость которого недостаточна, значительная часть ВАО хранится в реакторном здании.

Рекомендована постадийная переработка ТРО разного уровня активности: на первой стадии производится извлечение НА и СА ТРО из мест хранения, не соответствующих требованиям безопасности, а также ТРО, образующихся при ВиЭ, и их переработка. На второй стадии осуществляют реконструкцию хранилища ВАО, сбор и упаковку ВАО и размещение в хранилище. В течение первой стадии ВА оборудование хранится на рабочих местах.

Составлен материальный баланс НА и СА ТРО, подлежащих переработке на 1-й стадии (рис.3). Материальный баланс НА и СА ТРО является базой для выбора технологий компактирования и кондиционирования ТРО, оценки затрат на обращение с РАО и объема хранилищ для безопасного хранения кондиционированных РАО.

Предлагаемая технология обращения с НА и СА ТРО состоит из следующих операций: удаление ТРО из временных хранилищ; классификационная сортировка и фрагментация, переработка и упаковка ТРО; длительное хранение (50 лет) упакованных отходов; сбор, и размещение на хранение слабо загрязненного грунта.

Методология обращения с отдельными видами ТРО:

- чехлы ОТВС в пластиковой упаковке без фрагментации и дезактивации направляют на длительное хранение в отсеки хранилища для крупногабаритных ТРО;
- ТРО, загружаемые в невозвратные защитные контейнеры (НЗК), не заливают цементным компаундом или "чистым" цементным раствором, что согласуется с требованиями безопасности;
- слабозагрязненный грунт направляют на хранение в первичной упаковке (пластиковые или крафт-мешки) навалом в отсеках железобетонного хранилища;
- нерадиоактивные отходы в первичной упаковке (крафт-мешки) размещают на полигоне для промышленных отходов.

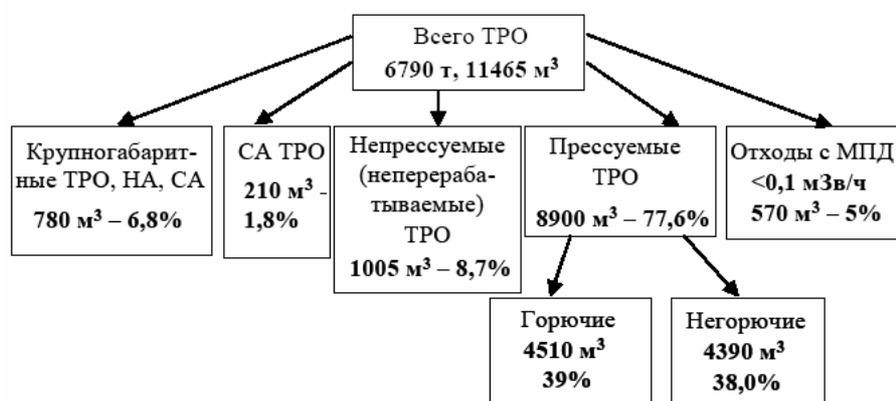


Рисунок 3 – Материальный баланс по НА и СА ТРО, подлежащих переработке на 1-й стадии 1-го этапа ВиЭ реактора БН

Конструкция приповерхностного хранилища должна включать:

- систему инженерных барьеров: покрывающий и подстилающий экраны и системы, предотвращающие накопление воды в могильнике;
- буферный материал для удержания радионуклидов и исключения фильтрационной делокализации радионуклидов.

Земляные траншеи на площадке ХТРО и состояние хранящихся в них ТРО не соответствуют вышеуказанным требованиям.

Для оценки безопасности хранения РАО в земляных траншеях рассчитана скорость подземной миграции радионуклидов из мест хранения с помощью численной модели миграции радионуклидов, разработанной в Институте Биофизики РАН и описываемой дифференциальным уравнением:

$$\frac{dC_r}{dt} = \frac{\partial}{\partial x_i} \left[v D_{ij} \frac{\partial}{\partial x_j} \left(\frac{C_r}{\rho K_d + v} \right) - v_i \frac{C_r}{\rho K_d + v} \right] - \lambda (C_r - C^M) + Q \quad (1)$$

где C_r – концентрация радионуклида в твердой или жидкой фазе, Бк/м³; v – влагосодержание; ρ – плотность сухого грунта, кг/м³; K_d – коэффициент распределения нуклида, м³/кг; V_i – поток фильтрации, м/с; $D_{ij} = D^* + D^{ij}$, где D^* – эффективный коэффициент диффузии, м²/с; D^{ij} – коэффициент гидродинамической дисперсии, м²/с; λ – постоянная распада, с⁻¹; Q – активность источника, Бк/м³·с.

Фильтрационный поток воды в зоне хранения определяется уравнением (2) для гидродинамического потенциала (ψ , м):

$$\frac{dv}{dt} = \frac{\partial}{\partial x_i} \left[K_{ij} \frac{\partial \psi}{\partial x_j} \right] - \delta_{iz} \frac{\partial K_{ij}}{\partial x_i} \quad (2)$$

где K_{ij} – коэффициент фильтрации, м/с.

В расчетах миграции радионуклидов приходится решать задачу Коши с источником для системы двух связанных нелинейных уравнений в частных производных параболического типа с двумя пространственными переменными и одной временной переменной. В начальный момент времени временной параметр $0 \leq t \leq \infty$, а двумерная пространственная область представляет собой бесконечную полосу конечной глубины h : $-\infty < x < \infty$, $-h \leq y \leq 0$.

Граничные условия для концентрации радионуклида $C(x,y,t)$: на поверхности почвы, на боковых поверхностях траншей и на линии водоупора ставим условие нулевого потока радионуклида: $\partial C / \partial h = 0$.

На нижней границе траншеи и на уровне грунтовых вод концентрацию можно принять равной концентрации радионуклидов в отходах с коэффициентом k_* уменьшения, учитывающим скорость поступления (десорбции) радионуклида в воду: $C|_{\text{нижняя граница (уровень грунтовых вод)}} = C_{\text{ТРО}} \cdot k_*(t)$; эта величина считается известной. В начальный момент времени $C(x,y,t)|_{t=0} = C_0(x,y)$.

Граничные условия на гидродинамический потенциал: на поверхности почвы – $y=0$; $K_{i,j} \frac{\partial \psi}{\partial y} = I$; I – величина инфильтрационного потока, принятая постоянной. На линии водоупора $y=-h$ и $\partial \psi / \partial y = 0$. На боковых стенках траншеи поток воды отсут-

вует и $\partial\psi/\partial y = 0$.

На нижней границе траншей и на уровне грунтовых вод происходит обмен потоками воды. Примем, что потоки движутся нормально к границе и значение ψ постоянно, т.е. $\partial\psi/\partial y = 0$.

В начальный момент времени гидродинамический потенциал задается выражением:

$$\psi(x, y, t)|_{t=0} = \psi_0(x, y).$$

Характеристика почв и пород, осадков и грунтовых вод в районе расположения траншей таковы. Инфильтрационный поток составляет 15,6 см/год. Почвы - песчаные, супеси, маловлажные; уровень грунтовых вод – 3,5-4 м, минерализация вод 21 г/л. Глубина траншей – 5 м, следовательно, нижние слои ТРО имеют непосредственный контакт с грунтовыми водами. Водоносные проницаемые породы (мергелисто-известняковые, трещиноватые) имеют мощность 11-13 м. Коэффициент фильтрации воды для песчаного грунта $1-5 \cdot 10^{-5}$ м/с; супеси, суглинка – 10^{-7} м/с. Коэффициент распределения цезия на песках и супесях $\leq 3-5$ л/кг. Около 50% цезия может быть десорбировано из ТРО в грунтовые воды.

Для расчетов использована упрощенная модель, представляющая собой частные решения системы дифференциальных уравнений. Из расчетов следует, что скорость вертикального распространения ^{137}Cs в грунтах – 0,6-1,0 м/год, и миграция его до водопора произойдет за 15-20 лет, а в водоносный горизонт – значительно ранее. Эти данные подтверждают необходимость вывода из эксплуатации траншейных хранилищ и извлечения из них накопленных ТРО.

Извлечение ТРО связано с опасностью радиационного воздействия на персонал и окружающую среду из-за образования радиоактивных аэрозолей и их ветрового разноса. Для предотвращения разноса РАЗ необходимо сооружение укрытий и пылеподавление.

Обоснование предлагаемых технологий переработки и кондиционирования ТРО выполнено на основе ряда критериев: эффективности, степени апробации и технологичности способов обращения с ТРО и их технико-экономической оценки. Технико-экономический анализ выполнен для трех вариантов переработки ТРО: прессование (вариант 1), сжигание (вариант 2), упаковка непереработанных ТРО в контейнеры НЗК (вариант 3). Расчеты проведены методом полных затрат при производительности установок прессования и сжигания – 1000 м³/год, и сокращении объема ТРО в 6 раз при прессовании и в 30 раз при сжигании.

Наибольшими экономическими преимуществами обладает первый вариант, т.е. компактирование ТРО прессованием с последующим хранением кондиционированных отходов. Граничные объемы перерабатываемых ТРО, при которых сооружение установок прессования (или сжигания) становится экономически целесообразным, оценены из графика зависимости затрат от объема перерабатываемых ТРО (рис.4). Точки пересечения прямых для вариантов 1, 2 и 3 дают искомые значения предельных объемов ТРО.

С учетом затрат на безопасное хранение в течение 50 лет переработка ТРО прессованием экономически целесообразна при наличии в составе ТРО ≥ 2400 м³ прессуемых отходов; сжигание – при наличии ≥ 10500 м³ горючих отходов, а упаковка ТРО в НЗК навалом – при общем объеме отходов ≤ 2400 м³. Одновременное использование способов прессования и сжигания экономически оправдано при суммарном объеме от-

ходов >15000-20000 м³.

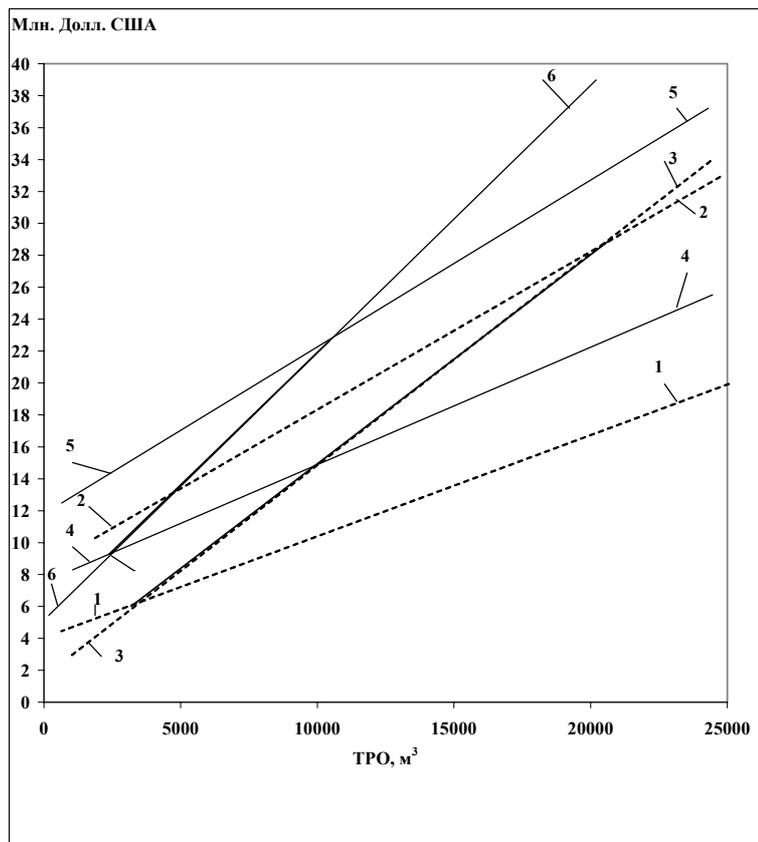


Рисунок 4 – Зависимость полных затрат от объема перерабатываемых ТРО
..... 1,2,3 – затраты на переработку ТРО по вариантам 1, 2, 3 без учета затрат на хранение
_____ 4,5,6 – затраты на переработку ТРО по вариантам 1, 2, 3 с учетом затрат на хранение в течение 50 лет

Для компактирования ТРО рекомендована следующая технологическая схема:

- сбор (извлечение), сортировка и фрагментация ТРО;
- прессование ТРО в бочках;
- загрузка брикетов спрессованных ТРО в контейнер НЗК.

Металлический натрий в системе хранения и на внутренних поверхностях 1-го контура относится к САО и должен быть полностью удален из систем контура, переработан и кондиционирован для безопасного хранения. Удалению подлежит также натрий 2-го контура, отнесенный к неактивным отходам. Удаление натрия из систем реактора и контуров и их дезактивация позволит осуществить дальнейшее безопасное хранение этих систем не в инертной атмосфере, а в воздушной. Мировой опыт обращения с большими количествами радиоактивного натрия невелик, поэтому решение проблемы обращения с натрием в процессе ВиЭ реактора БН будет представлять интерес не только для специалистов России, но и для мировой практики ВиЭ реактора БН с натриевым теплоносителем.

На настоящий момент наиболее распространенным способом переработки жидкометаллического натрия является взаимодействие его с водой, радиоактивный раствор щелочи может быть преобразован в твердый продукт с помощью цементирования.

Для управления скоростью реакции следует дозировать воду или натрий малыми порциями, либо снизить активность воды за счет подачи её в виде пара, тумана или

раствора щелочи. Безопасным способом переработки жидкометаллического натрия является взаимодействие его с крепким раствором щелочи, способ апробирован при переработке 16 т сплава натрий-калий на реакторе EBR-1 и натрия на EBR-II. Петли 1-го контура отмывают от остатков натрия парогазовой смесью. Разработанный в ФЭИ способ переработки натрия путем твердофазной реакции с диспергированным шлаком после промышленной апробации также может быть применен для обращения с отходами натрия.

Пятая глава посвящена обоснованию и опытной проверке предложенной технологии переработки ЖРО неорганической природы при ВиЭ реактора типа БН.

Удельная активность ^{137}Cs в ЖРО составляет $4,4 \cdot 10^{10}$ Бк/м³, ^{60}Co – $1 \cdot 10^5$ Бк/м³. Среднее солесодержание ЖРО – 180 г/л. Для очистки ЖРО такого типа в настоящее время используют ионоселективную сорбцию, значительно сокращающую объем конечного продукта. Способ разработан и испытан во ВНИИНМ, ИФХЭ РАН, ГНЦ ФЭИ, МосНПО "Радон". Наиболее эффективным ферроцианидным ионоселективным сорбентом является Термоксид-35. Присутствие в растворе комплексонов, ПАВ, полифосфатов препятствует глубокой очистке от радионуклидов Cs и Co, для разложения комплексонов применяют методы их химического или электрохимического окисления. Технология очистки ЖРО без окисления и с предварительным окислением их озоном, фильтрацией образующихся осадков и динамической сорбцией на Термоксиде-35 опробована на жидком радиоактивном концентрате (ЖРК) РУ БН-350 (табл.7), при окислении озоном эффективность очистки возрастает ~ в 10^3 раз: коэффициент очистки от ^{137}Cs составляет $2 \cdot 10^7$, от ^{60}Co – до 10^4 .

Таблица 7 – Ионоселективная очистка на сорбенте Термоксид-35 декантатов из емкостей ХЖРО РУ БН-350

Тип ЖРО	Условия сорбции	Скорость фильтрации, колон.об./ч	Объем пропущенного раствора, колон.об.	$K_{оч}$ от ^{137}Cs	$K_{оч}$ от ^{60}Co
Солесодерж. 71 г/л, ПАВ-0,14 г/кг, ХПК* 8 г O ₂ /л	Без окисления озоном				
	3 колонки последовательно	3 – 6	52	$4,3 \cdot 10^4$	1,1
			80	$2,9 \cdot 10^4$	1,1
107			$1,15 \cdot 10^4$	1,1	
С окислением озоном и фильтрацией					
Тот же	Те же	5 – 10 (100 мл/ч)	12,5	$> 4 \cdot 10^5$	$> 1 \cdot 10^4$
			25	$6,5 \cdot 10^5$	$> 1 \cdot 10^4$
			55	$> 2 \cdot 10^7$	-
			72	$> 2 \cdot 10^7$	-
		1 – 2	40	$> 2 \cdot 10^7$	500

* ХПК – химическое потребление кислорода

Эффективность очистки возрастает при фильтрации осадков через керамические или металлокерамические мембранные фильтры, устойчивые в присутствии окислителей.

Фильтрат после очистки ЖРО от нуклидов цезия и кобальта используют для промывки шламов от избыточной активности, что заметно снижает затраты на их переработку и хранение. Декантат от промывки подвергают повторной очистке, шламы из емкостей и осадки после озонирования поступают на цементирование. Очищенный

фильтрат упаривают до сухих солей, упаковывают и направляют на полигон промышленных отходов.

Отверждение шламов и концентратов ЖРО подразумевает включение их в нерастворимую матрицу. Распространенные способы отверждения НА и СА отходов – цементирование, битумирование, остекловывание. Основными достоинствами цементирования являются: простота технологического процесса, негорючесть и отсутствие пластичности отвержденного компаунда, способность к связыванию больших объемов воды, высокие экранирующие свойства цемента, доступность и низкая стоимость сырья. Сравнение технологий отверждения по качеству конечных продуктов, степени реализации, экономическим показателям, потребности в энергоресурсах, безопасности процессов и др. подтвердило преимущества цементирования для кондиционирования РАО в технологической схеме обращения с ЖРО реактора БН.

Разработана технология переработки и кондиционирования ЖРО и шламов при ВиЭ реактора на быстрых нейтронах.

Выдача декантата из емкостей и размыв осадков производится последовательно-периодически. Размыв шламов осуществляют гидромонитором направленного действия и устройством размыва затопленной струей. Для размыва используют декантаты емкостей ХЖРО. Декантат озонируют при 60°C и $\text{pH}=12-13$, озон генерируется в блоке газоподготовки, озono-кислородная смесь смешивается с раствором в эжекторе. Расход озона – $\leq 2,5$ кг/ч, концентрация озона в воздушной смеси – до 100 г/м^3 . Газы очищают от остатков озона в каталитическом реакторе с гопкалитом, и направляют в систему очистки.

Система фильтрации раствора после озонирования состоит из двух ступеней. Фильтры предварительной очистки снаряжены нержавеющей сеткой с ячейкой 10 мкм. Глубокая очистка проводится на мембранных элементах со средним размером пор 0,2 мкм. Необходимая степень концентрирования осадка достигается многократной циркуляцией раствора через мембранные фильтры. Далее фильтрат прокачивают последовательно через два фильтра-контейнера с сорбентом Термоксид-35. Если активность фильтрата ниже установленного уровня, он направляется на упаривание, если выше – на доочистку.

Масса солевого остатка, образующегося после обезвоживания очищенного солевого раствора, составляет 610 т (360 м^3). Конечными продуктами переработки являются обезвоженные соли, упакованные в крафт-мешки.

Шлам из емкостей и осадок со стадии озонирования (объемом 350 м^3) цементируют. Массовое отношение шлам/вяжущее (цемент + бентонит) - 0,7; расход на один контейнер НЗК ($1,5 \text{ м}^3$): шлам – 1050 кг, цемент – 1365 кг, бентонит – 135 кг. Общее количество контейнеров НЗК-150-1,5п для цементирования шламов ~400 шт.

Цементирование осадков, размещение цементного компаунда в бетонных защитных контейнерах НЗК, конструктивное исполнение фильтра-контейнера (ФК) и НЗК рассчитаны на длительное безопасное хранение РАО, в том числе – на их окончательное захоронение.

Произведен расчет баланса активности и объемов ЖРО и шламов в процессе их переработки (рис.5). Объем радиоактивных кубовых остатков в результате переработки сокращается в 280 раз: от 2560 м^3 декантатов до $9,2 \text{ м}^3$ сорбента; с учетом объема ФК – в 95 раз. Объем шламов при цементировании увеличивается почти вдвое: от 350 до 600 м^3 . В целом, объем ЖРО и шламов сокращается ~ в 5 раз, с учетом объема упаковок ~ в

2 раза. Основная активность (97% от суммарной исходной активности) концентрируется в ионоселективном сорбенте, размещенном в ФК. Цементный композит с отвержденными шламами содержит лишь 3,4% суммарной активности.

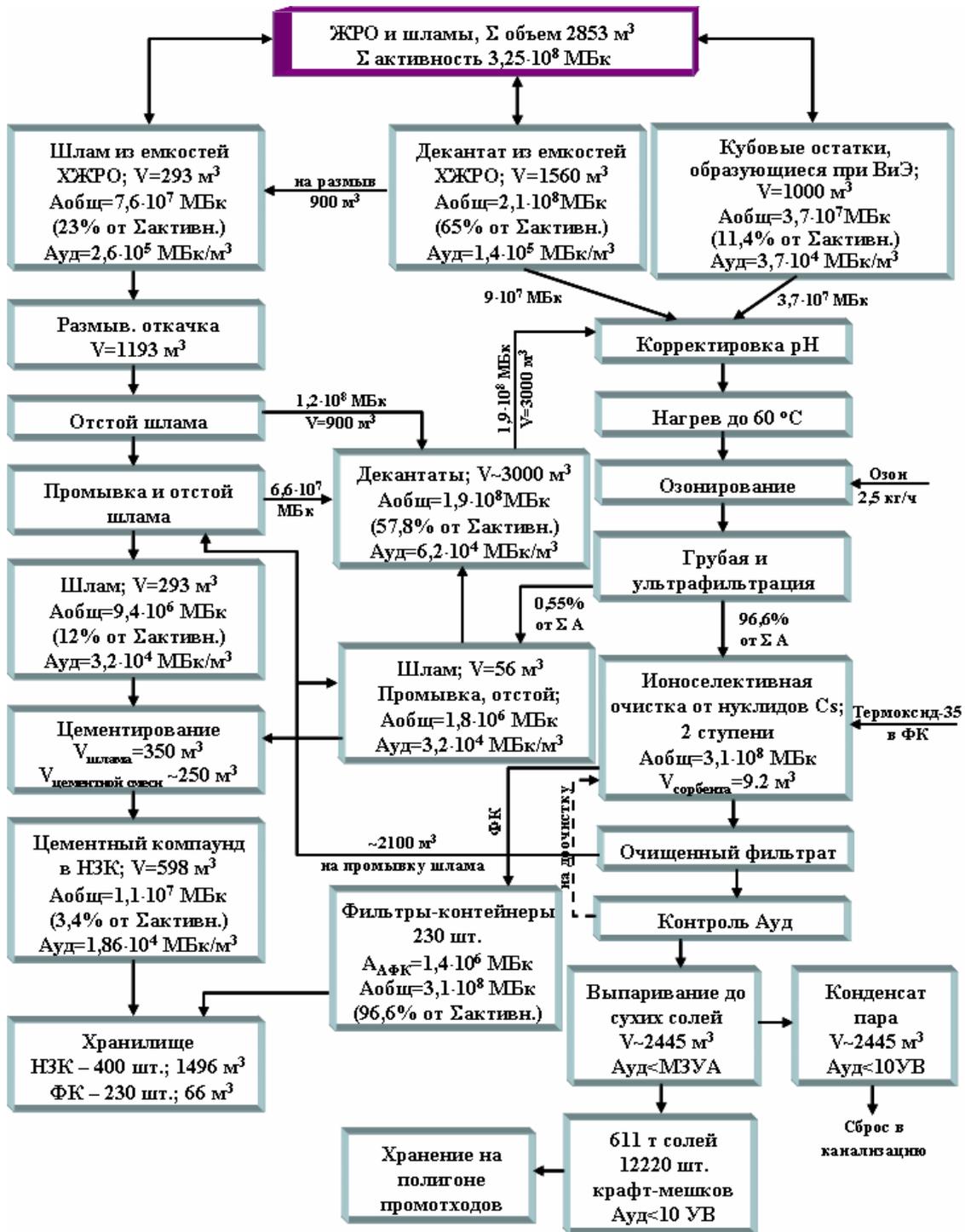


Рисунок 5 – Баланс объемов сред и активности в процессе переработки и кондиционирования ЖРО и шламов при ВиЭ реактора БН-350

Выполнена оценка затрат на обращение с ЖРО. Капитальные вложения на строительство комплекса переработки ЖРО (в ценах 2004 г.) составляют 75440 тыс.долл. (табл. 8), текущие затраты – 7135 тыс.долл. в год, суммарные затраты – 111,1

млн. долл.

Таблица 8 - Техничко-экономические показатели переработки ЖРО

Наименование показателя	Единица измерения	Значение
Объем перерабатываемых ЖРО, суммарный/за год	м ³	5600/1120
Объем цементируемых шламов, суммарный/ за год	м ³	350/70
Количество контейнеров НЗК и ФК, за весь период/ за год	шт.	400+230/126
Капит.затраты на строительство КП ЖРО, всего, в т.ч.:		57590
-строительно-монтажные работы	тыс. долл.	37080
- оборудование		16730
- прочие		3780
То же, с учетом налогов, сборов, НДС и др.		75437
Текущие затраты на эксплуатацию КП ЖРО, за год	тыс. долл.	7135
Суммарные затраты на обращение с ЖРО	тыс. долл.	111100

Шестая глава посвящена разработке и обоснованию технологий обращения с ТРО при ВиЭ реактора БН (на примере БН-350).

Классификация ТРО показала, что значительная часть твердых отходов относится к НАО и находится в земляных траншеях без первичной упаковки. Земляные траншеи не имеют достаточных инженерных барьеров, соответствующих требованиям нормативных документов, и непригодны к дальнейшей эксплуатации. Необходимость извлечения из траншей и переработки НА и СА ТРО обоснована научно и экологически.

Предложена новая комплексная технология извлечения ТРО из траншей, сочетающая возведение над траншеей переносного укрытия и применение специальной перегрузочной техники. Для локализации загрязнений и защиты от атмосферных явлений над траншеей, где производятся работы, возводится сплошное "Укрытие" ангарного типа, конструкция которого обеспечивает монтаж и демонтаж его в сжатые сроки. Боковые стены и крыша выполнены из легкого хорошо дезактивируемого материала. Для извлечения ТРО из траншей используют манипулятор BROKK 330 с набором инструментов и датчиком контроля активности. С участка траншеи длиной 5-10 м манипулятором снимают чистый грунт, который вывозят в контейнерах. Невскрытую часть траншеи защищают пленкой. Рабочую зону траншеи отделяют от нерабочей передвижной "шторой"; воздух рабочей зоны очищают с помощью передвижной установки вентиляции. Манипулятором BROKK 330 извлекают ТРО и фрагментируют их с помощью съемных элементов.

При извлечении ТРО габариты траншеи увеличиваются на 10-20 см. После освобождения траншеи проводится дезактивация траншеи и укрытия легкосъемным дезактивирующим покрытием, которое затем снимают и направляют на переработку. После дезактивации укрытие демонтируют и переносят на следующую траншею. Разобранную траншею засыпают чистым грунтом.

Разработанная технология обращения с ТРО включает следующие транспортно-технологические операции (рис.6):

- сбор и классификацию (взвешивание, контроль активности) ТРО на местах временного хранения, транспортирование на сортировку;
- сортировку, фрагментацию, сушку ТРО и размещение в первичных упаковках (бочка объемом 100 л для прессуемых ТРО) или в НЗК навалом (для неперера-

батываемых ТРО);

- прессование ТРО в бочках с превращением их в брикеты;
- размещение в НЗК брикетов прессованных ТРО;
- подготовку контейнеров НЗК с ТРО к хранению (герметизация);
- размещение кондиционированных ТРО на длительное хранение в контейнерном хранилище, слабоактивного грунта - в отсеках отдельного хранилища.

Сортировка, фрагментация и сушка ТРО производится в боксах с общей производительностью 1 м^3 ТРО в час. В состав бокса входят: манипулятор типа BROKK 40, электроножовка, монтажная пила, термовоздуходувка и приборы радиационного контроля.

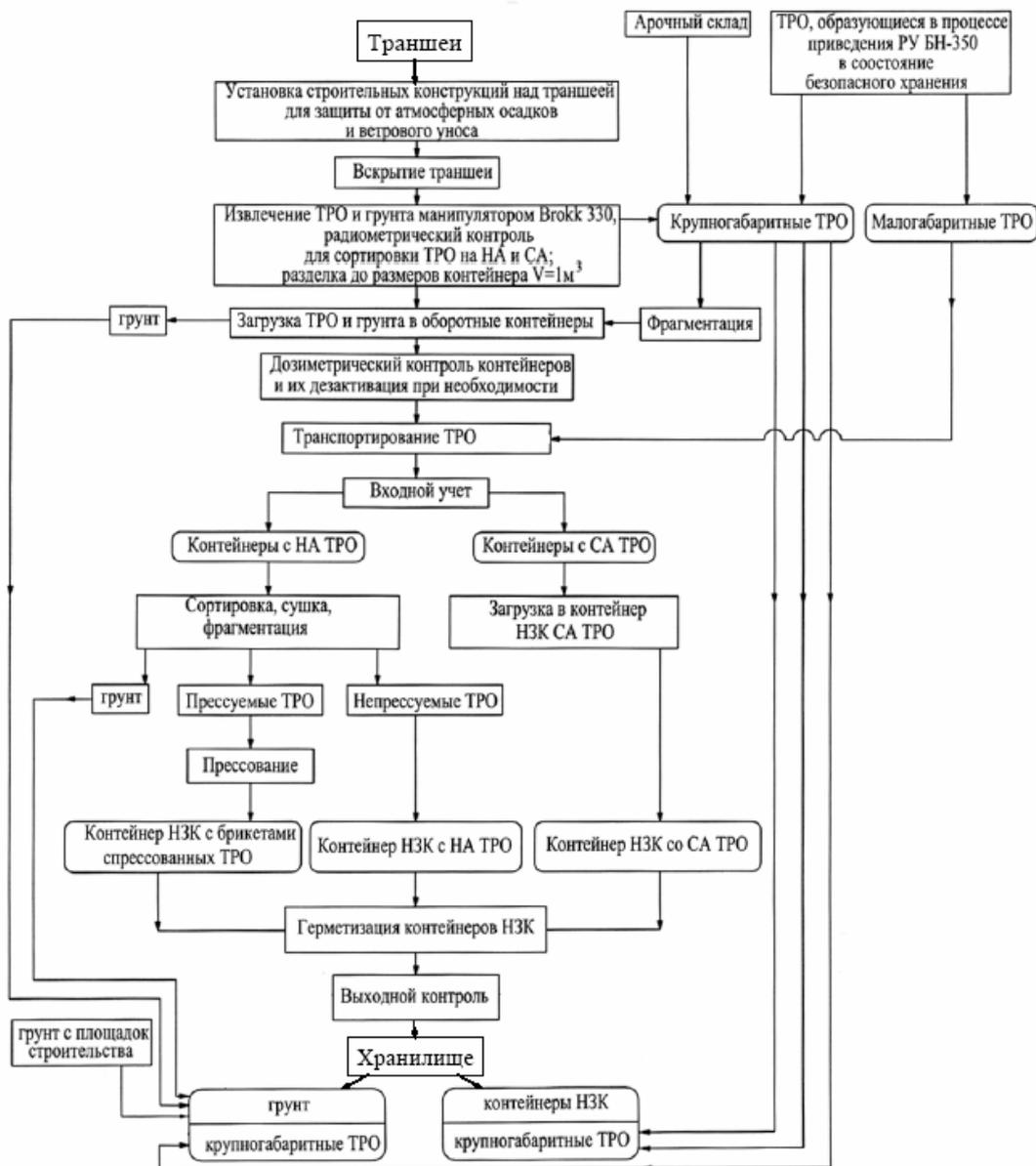


Рисунок 6 –Транспортно-технологическая схема обращения с ТРО

Установка прессования выполняется на базе пресса БВ-1330. Прессование происходит в три ступени; производительность установки по исходным ТРО - $1,3\text{ м}^3/\text{ч}$, в цикле прессования – 1 брикет/мин., в цикле укладки в контейнер – 1 брикет/4 мин. Длительность заполнения 1 контейнера – 1,8 ч. Брикеты укладываются в контейнер

НЗК по 9 шт. в 3 слоя. Пресс оснащен вентиляцией для удаления пыли и радиоактивных аэрозолей из зоны прессования. Воздух перед удалением проходит очистку на фильтрах.

Обращение с контейнерами НЗК включает герметизацию заполненных контейнеров и их выдержку.

Коэффициенты сокращения объема ТРО составляют: при фрагментации непресуемых и крупногабаритных ТРО – 2, при прессовании – 5. Исходный объем ТРО – 10920 м³, конечный объем – 2895 м³, сокращение объема ТРО – в 3,8 раза. С учетом объема 1324 шт. НЗК для упаковки ТРО конечный объем составит 5860 м³, сокращение объема ~ в 2 раза.

Длительное хранение контейнеров с твердыми и отвержденными РАО с возможностью их последующего извлечения и захоронения осуществляется в контейнерном хранилище; срок службы хранилища – 60 лет. На хранение поступают:

1. Контейнеры НЗК-150-1,5П с кондиционированными РАО, образующимися при отверждении шламов и упаковке ТРО. Хранилище рассчитано на 6000 контейнеров НЗК с возможностью расширения. Хранение контейнеров осуществляется в 5 ярусов по высоте.

2. Фильтр-контейнеры с отработавшим сорбентом в количестве 230-300 шт. при хранении их в 1 ярус.

3. Крупногабаритные ТРО. Полная вместимость двух отсеков хранения крупногабаритных ТРО составляет ~870 м³ (коэффициент заполнения 0,6).

Отдельное хранилище предназначено для хранения в отсеках низкоактивного грунта (навалом) и нефрагментируемых низкоактивных ТРО (в упаковке).

В разделе 6.5 рассмотрены вопросы радиационной и экологической безопасности обращения с РАО. Показано, что дозы облучения населения и персонала не превысят допустимых значений даже при авариях. Выбросы и сбросы при переработке РАО значительно ниже допустимых.

Обращение с радиоактивным жидкометаллическим натрием (раздел 6.6) требует разработки специальных технологий. Переработка больших объемов натрия связана с опасностью возгорания и взрыва вследствие высокой химической активности натрия и образования водорода при реакции натрия с водой. Тем не менее, большинство способов переработки натрия основаны на взаимодействии его с водой.

Скорость реакции натрия с водой можно описать формулой:

$$\frac{dA}{dt} = k_{Na} a_{Na} a_{H_2O} \quad (3)$$

где A – активность продукта реакции; a_{Na} , a_{H_2O} – активность натрия и воды; k_{Na} – константа скорости реакции. Реакция (3) необратима (вследствие выделения водорода), в чистой воде протекает до полного растворения натрия. Если $a_{Na} = a_{H_2O}$, то:

$$k_2 = \frac{1}{a_{Na} t} \frac{x}{a_{Na} - x} \quad (4)$$

и время полупревращения равно: $t_{1/2} = 1/k_2 a_{Na}$ или $t_{1/2} = 1/k_2 a_{H_2O}$.

Скорость реакции определяется в равной мере активностью воды и натрия, поэтому управлять ею можно, дозируя натрий в зону реакции малыми порциями, либо подавая воду в виде пара, тумана, или раствора с низкой активностью воды, например, крепкого раствора щелочи. В растворах NaOH активность воды и скорость растворения

натрия снижаются с ростом концентрации щелочи (рис.7).

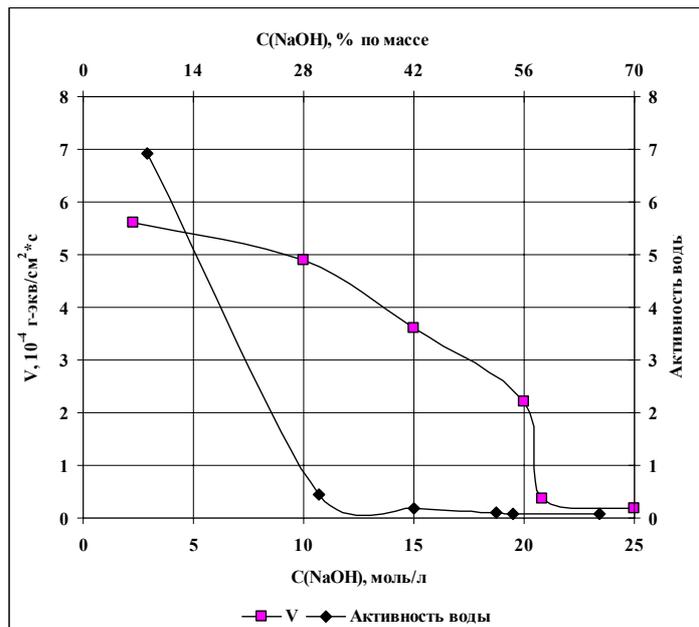


Рисунок 7 – Скорость растворения натрия в функции от концентрации NaOH в растворе

Для выбора эффективного, безопасного и технологичного способа переработки радиоактивного натрия проведена сравнительная оценка предлагаемых способов по степени их апробации, безопасности, объемам и характеру вторичных РАО, технологичности, технической реализуемости и управляемости процесса, затратам.

На данный момент принята технология ANL-W, в которой процесс переработки натрия контролируем, имеет достаточно высокую скорость, получаемый продукт пригоден для временного хранения, безопасность переработки может быть обеспечена известными мероприятиями, технология промышленно апробирована.

Способ ANL-W основан на взаимодействии малых порций жидкого натрия с концентрированным (69-73%) раствором NaOH. Жидкий натрий инжектируется в атмосфере азота в кипящий 69-73%-ный раствор NaOH. Для поддержания постоянной концентрации щелочи в раствор дозируется вода. Из реакционного аппарата постоянно отбирают часть раствора щелочи, и загружают в бочки, где щелочь затвердевает при охлаждении до ~ 100 °С. Бочки с твердой щелочью направляют на временное хранение. Коэффициент увеличения объема при переработке натрия в щелочь равен 1,1. Образующийся водород сжигается или выбрасывается в атмосферу после очистки.

Кондиционирование радиоактивных концентрированных щелочных растворов осуществляют отверждением в геоцементный камень. Смесь, образующая геоцементный камень при гидратационном твердении, включает щелочной раствор, мелкомолотый доменный шлак, глинистый компонент – каолинит. Кратность увеличения объема РАО составляет $2,0 \pm 0,5$. Водоустойчивость геоцементного камня определяется скоростью выщелачивания ^{137}Cs , составляющей 10^{-4} – 10^{-5} г/см².сутки. Таким образом, геоцементный камень соответствует требованиям изоляции РАО от окружающей среды на срок ≥ 50 лет. Принципиальная схема обращения с отходами натрия дана на рис.8.

Исходный объем радиоактивного натрия – 590 м³, конечный объем – 1300 м³; для упаковки требуется 865 контейнеров; увеличение объема переработанного натрия – в 2-5 раз.



Рисунок 8 – Принципиальная схема переработки отходов натрия

В заключении обобщены результаты анализа и классификации РАО, разработки методологии обращения с РАО, технологий и технологических схем переработки и кондиционирования РАО при выводе из эксплуатации реактора на быстрых нейтронах, на примере БН-350. Объем РАО при переработке сокращается ~ в 2 раза (с учетом объема упаковок). Общие затраты на обращение с РАО составляют около 50% всех затрат на 1-м этапе вывода из эксплуатации реактора на быстрых нейтронах.

ВЫВОДЫ

1. Впервые выполнен анализ объемов, состава и уровней активности РАО, накопленных в течение эксплуатации реактора БН (на примере БН-350), предложена классификация их по уровню активности, физико-химической природе, способам переработки и хранения. Установлено, что объем ЖРО составляет ~2750 м³, из них ЖРО и шламы неорганического типа составляют ~70%; суммарная гамма-активность – $3,4 \cdot 10^{14}$ Бк.

Объем накопленных ТРО – 13000 м³, активность – $1,9 \cdot 10^{15}$ Бк; низкоактивные ТРО составляют ≥70%, высокоактивные – 3-4% и около 93% по активности. Основная часть низко- и среднеактивных ТРО (80-82%) хранится в траншеях, не соответствующих современным нормативным требованиям.

2. Выполнен сравнительный анализ характеристик РАО, образующихся при эксплуатации реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Показано, что составы ЖРО и ТРО и уровни их активности практически одинаковы. Установлено, что объем ЖРО на реакторах БН в 2-2,5 раза ниже, объем ТРО – в 1,5-3 раза выше, чем на реакторах ВВЭР; специфические отходы реакторов БН - жидкометаллический теплоноситель - натрий и специальное оборудование (адсорберы, ловушки), содержащее металлический натрий.

3. Составлены материальные балансы перерабатываемых ЖРО, низко- и среднеактивных ТРО по их объемам, типам, уровню активности, способам переработки с целью сокращения объемов РАО и разделения их на группы по способам переработки, оценки масштабов переработки.

4. Разработана методология обращения с РАО, в том числе с жидкометаллическим натрием, при ВиЭ реактора на быстрых нейтронах (на примере БН-350): опреде-

лена очередность переработки РАО разных категорий и типов; обоснована необходимость извлечения и переработки ТРО из траншей; экономически обоснована технология компактирования низкоактивных ТРО.

5. Предложена технология переработки ЖРО и шламов, включающая озонирование декантатов, фильтрацию осадков, ионоселективную очистку фильтратов от радионуклидов цезия, выпаривание очищенного фильтрата до сухих солей, цементирование шламов и осадков. Опытная проверка технологии показала, что конечный продукт-9,2 м³ сорбента - содержит ~97% суммарной активности. В целом, объем перерабатываемых ЖРО сокращается в 5 раз, с учетом объема упаковки сорбента и отвержденных шламов – в 2 раза.

6. Предложен комплекс технологий переработки и кондиционирования низко- и среднеактивных ТРО. Разработана новая технология извлечения ТРО из траншейных хранилищ. Предложена транспортно-технологическая схема обращения с ТРО, включающая сортировку, фрагментацию, прессование и упаковку ТРО в контейнеры типа НЗК. Объем ТРО сокращается в 3,8 раза, с учетом объема упаковок - в 2 раза. Кондиционирование металлического натрия превращением его в щелочь NaOH и иммобилизацией в виде геоцементного камня увеличивает объем радиоактивных отходов натрия в 2 раза.

7. Разработанная методология обращения с РАО реактора БН и комплекс технологий переработки и кондиционирования РАО внедрены в проекты комплексов переработки жидких и твердых РАО реактора БН-350 и хранилища для безопасного длительного хранения (50 лет) твердых и отвержденных РАО.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ ДИССЕРТАЦИИ изложено в следующих работах:

1. Скворцов А.И., Сафутин В.Д., Ямов В.Ю., Завадский М.И. Приведение энергоблока БН-350 в состояние безопасного хранения // Атомная энергия. – 2005. Т.98. Вып.1. – С.73-76.

2. Скворцов А.И., Сафутин В.Д., Ямов В.Ю., Завадский М.И. Вывод из эксплуатации РУ БН-350. Опыт проектирования // Сб. тезисов докладов форума "Ядерные энергетические технологии с реакторами на быстрых нейтронах". – г.Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, – 2003. – С.121.

3. Скворцов А.И., Сафутин В.Д., Ямов В.Ю. и др. Экономико-экологические аспекты обращения с ТРО при выводе РУ БН-350 из эксплуатации // Доклад на Международ. конф. "Безопасность ядерных технологий-2005: экономика безопасности". – СПб. – сентябрь 2005. –DVD.

4. Скворцов А.И. Обращение с радиоактивными отходами при переводе РУ БН-350 на безопасное хранение // Экология и атомная энергетика. Научн.-техн. сб.: Изд-во ЛАЭС. –Вып. 1(16). –2005. –С.62-67.

5. Крицкий В.Г., Ампелогова Н.И., Скворцов А.И., Крупенникова В.И., Юдин А.П. Повышение эффективности газоочистного оборудования для различного типа АЭС // Экология и атомная энергетика: Научно-техн. сб.: изд-во ЛАЭС. – 2002. –Вып.1. – С.75-83.

6. Скворцов А.И., Сафутин В.Д., Ампелогова Н.И. Анализ и выбор технологий обращения с жидкометаллическим теплоносителем на этапе приведения РУ БН-350 в состояние безопасного хранения // Экология и атомная энергетика: Научно-техн. сб.: изд-во ЛАЭС. –2004. –Вып.1(14). –С.30-35.

7. Ампелогова Н.И., Крицкий В.Г., Крупенникова В.И., Скворцов А.И. Углеродистые материалы-адсорбенты для очистки газов // Атомная энергия. – 2002. –Т.92. – Вып.4. – С.303-308.