

На правах рукописи

ОНУФРИЕНКО
Сергей Викторович

**ОБРАЩЕНИЕ С ЖИДКИМИ РАДИОАКТИВНЫМИ
ОТХОДАМИ В ПРОЕКТАХ АЭС НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ
С РЕАКТОРОМ ВВЭР**

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

А в т о р е ф е р а т
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

САНКТ-ПЕТЕРБУРГ — 2002

Работа выполнена в Санкт-Петербургском научно-исследовательском и проектно-конструкторском институте «Атомэнергопроект».

Научный руководитель
— доктор техн. наук, проф. *Благовещенский Анатолий Яковлевич*

Официальные оппоненты:
— доктор техн. наук *Симановский Валентин Михайлович*;
— канд. техн. наук, доцент *Конович Марк Николаевич*.

Ведущее предприятие
— *Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций (ВНИИАЭС), Москва*

Защита состоится 24 декабря 2002 г. в 18-00 часов на заседании диссертационного совета Д 212.229.04 в Санкт-Петербургском государственном политехническом университете по адресу: 195251, Санкт-Петербург, ул. Политехническая, д. 29, в ауд. 411 ПГК.

С диссертацией можно ознакомиться в фундаментальной библиотеке Санкт-Петербургского государственного политехнического университета.

Автореферат разослан «___» ноября 2002 г.

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

Ученый секретарь
диссертационного совета

К.А.Григорьев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы. Объективным преимуществом ядерной энергетики является минимальное вредное воздействие на окружающую среду по сравнению с энергетическими блоками, работающими на органическом топливе.

Обеспечение этого преимущества ядерной энергетики базируется, в том числе, и на эффективности систем, связанных с очисткой радиоактивных сред, образующихся в процессе эксплуатации АЭС.

Наряду с необходимостью обращения с высоко радиоактивными компонентами (отработанное ядерное топливо), важным аспектом в проблеме обеспечения экологической безопасности АЭС, является проблема обращения с жидкими среднеактивными и низкоактивными средами и отходами.

Рассмотрение систем обращения со средне и низко активными средами на действующих АЭС показывает, что в этой проблеме на сегодняшний день отсутствует единый подход к формированию систем. В то же время, принятие конкретных решений определяет объемы жидких радиоактивных отходов (ЖРО), образующихся в процессе эксплуатации АЭС. Таким образом, актуальной является задача рассмотрения комплекса вопросов, касающихся обращения с жидкими радиоактивными средами (ЖРС) и ЖРО с целью поиска и обоснования рациональных технических решений в направлении минимизации ЖРО и повышения безопасности АЭС.

Целью работы является анализ существующих и перспективных технических решений с целью обоснования концептуальных подходов к минимизации образования ЖРС и ЖРО, а также разработка принципов проектирования систем обращения с ЖРС и ЖРО в проектах АЭС нового поколения с ВВЭР.

Научная новизна. Впервые в отечественной практике создания объектов атомной энергетики проведен комплексный системный анализ процессов обращения с ЖРС и ЖРО, позволивший сформулировать концептуальные положения формирования систем, базирующиеся на дифференцированном сборе ЖРС в зависимости от химического состава и уровня активности. Выполнено расчетное обоснование оборудования и технологических систем сбора и переработки ЖРС и ЖРО.

Предмет защиты. Автор защищает:

- результаты комплексного анализа процессов и систем обращения с ЖРС на базе рассмотрения проектов действующих АЭС и опыта их эксплуатации;
- принципы минимизации, результаты дифференцированного подхода к формированию отдельных подсистем обращения с ЖРС в направлении минимизации образования объемов ЖРО;

- обоснование необходимости применения ионоселективных сорбентов в системах обращения с ЖРС и ЖРО в проектах АЭС нового поколения;
- технологические схемы систем сбора и переработки ЖРС и ЖРО, обладающие преимуществами, базирующимися на полученных научных результатах.

Практическая ценность работы. Предложены обоснованные рекомендации по формированию систем обращения с ЖРС и ЖРО, реализованные в конкретных проектах АЭС с ВВЭР. Эти же рекомендации будут реализованы во вновь проектируемых АЭС.

Достоверность основных научных положений и выводов базируется на использовании апробированных расчетных методик, подтвержденных экспериментально и опытом эксплуатации.

Личный вклад автора. Автор в течение длительного периода принимал непосредственное участие во всех разработках по созданию систем обращения с ЖРС и ЖРО, включая расчетные обоснования, анализ опытных и эксплуатационных данных, формирование научно-концептуальных положений в проектах АЭС с ВВЭР-640 и Тяньваньской АЭС в Китае.

Автор, как исполнитель, а затем как руководитель участвовал на всех этапах в работах, положенных в основу представленной диссертации.

Апробация работы. Основные результаты работы докладывались автором на научно-технических конференциях и семинарах: конференция «Проблемы обращения с РАО» (Запорожская АЭС, 1991 г.); конференция по развитию атомной энергетики Дальнего Востока (г. Владивосток, 1993 г.); защита ТЭО НПЦ АЭ в г. Сосновый Бор (ВВЭР-640) в Минприроды России (Главгосэкоэкспертиза) (Москва, 1994 г.); экологическая экспертиза проекта ВВЭР-640 для Кольской АЭС-2 (г. Полярные Зори, 1997 г.); защита проекта Тяньваньской АЭС в китайских надзорных органах NNSA (Пекин, 1999 г.); российско-французский семинар по проблемам накопления и переработки РАО (Санкт-Петербург, 2000 г.); ежегодная конференция Ядерного Общества (г. Дрезден, 2001 г.) и других.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, трех глав, заключения, списка литературы из 180 наименований; содержит 146 страниц текста, 18 рисунков, 16 таблиц.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении кратко обоснована актуальность темы диссертационной работы и сформулированы ее основные цели. Показано, что при эксплуатации действующих АЭС с ВВЭР, построенных по проектам 50...60-х годов XX века, несовершенство технических решений приводит к образованию и накоплению больших объемов ЖРС и ЖРО. Одним из путей, направленных на снижение поступлений ЖРС, является проведение на экс-

платулируемых АЭС организационно-технических мероприятий по минимизации их образования.

В соответствии с экологическими требованиями и действующими нормативами стоимость захоронения в расчете на кубический метр резко возрастает приблизительно с 35 долларов в 1965 г. и 140 долларов в 1978 г. до 5800 долларов в 1985 году. Тенденция к росту цены переработки и захоронения радиоактивных отходов сохраняется и в настоящее время. В соответствии с этим, сокращение объемов радиоактивных отходов является актуальной задачей, решение которой влияет на экономические показатели АЭС.

Достижение принципиально низкого уровня образования жидких радиоактивных отходов в наибольшей степени может быть реализовано в проектах АЭС нового поколения при использовании системного подхода к этой проблеме на основе анализа источников образования жидких радиоактивных сред по опыту эксплуатации действующих АЭС, а также анализа применения современных технологических процессов и схемных решений.

Одним из основных принципов минимизации отходов в проектах АЭС нового поколения является организация отдельного сбора и переработки ЖРС в зависимости от химического состава и активности, что приводит к снижению объемов ЖРО, подлежащих кондиционированию, и объемов отвержденных компаундов.

В первой главе приведен анализ современных методов по переработке ЖРС и отверждению ЖРО.

Проведен анализ технологий обращения с ЖРС и ЖРО, применяемых на различных объектах атомной энергетики, в ведущих лабораториях и исследовательских центрах как в России, так и за рубежом. Дано сравнение методов очистки ЖРС. Показано, что дистилляция является одним из наиболее эффективных и универсальных методов, а для ЖРС с высоким содержанием является основным методом очистки.

Для очистки ЖРС широко применяются органические ионообменные смолы, которые используются в системах очистки воды в теплоэнергетике и в химической промышленности.

Использование неорганических ионоселективных сорбентов для очистки ЖРС и ЖРО обусловлено их высокой селективностью к отдельным радионуклидам, радиационной и химической устойчивостью, достаточной обменной емкостью и возможностью отверждения.

Мембранные методы являются сравнительно дешевыми способами и используются для очистки в основном малосолевых и низкоактивных отходов. Ультрафильтрация и микрофильтрация, как самостоятельные методы очистки, не имеют широкого распространения, но часто используются в качестве вспомогательных методов.

В качестве методов предварительной обработки ЖРС используются окислительные, термические методы, корректировка рН. Использование

этих методов позволяет либо полностью разрушить органические соединения, либо перевести выделяемые нуклиды в ионную форму.

Мировой опыт по отверждению ЖРО свидетельствует о том, что наряду с традиционными методами, цементированием и битумированием, в практику промышленного отверждения входят также отверждение с помощью полимерных связующих (в основном в полистироловой матрице).

Основными недостатками метода битумирования являются пожароопасность самого процесса и конечного продукта, а также подверженность его микробиологическому воздействию при хранении. Указанные недостатки определили в настоящее время постепенный отказ от применения битума, как отверждающего агента.

Среди методов обращения с отработанными ионообменными смолами, кроме цементирования и битумирования, можно отметить следующие методы: включение ионообменных смол в полистирол, затаривание высушенных ионообменных смол в контейнеры для последующего длительного хранения или захоронения, метод “мокрого окисления” ионообменных смол, микробиологическая обработка ионообменных смол.

Во второй главе рассмотрено современное состояние проблемы накопления и переработки жидких радиоактивных отходов на действующих АЭС. Проанализированы этапы обращения с радиоактивными отходами (РАО) на АЭС, основные источники образования РАО. Дана оценка текущего состояния проблемы накопления ЖРО.

Данные по количеству образующихся радиоактивных отходов, а также по объему хранилищ и степени их заполнения на действующих АЭС представлены в табл. 1...3.

При существующей динамике накопления РАО в процессе эксплуатации АЭС и отсутствии их вывоза с площадок, вместимость имеющихся на АЭС хранилищ может исчерпаться в среднем через 5...7 лет. Это является вполне реальным для АЭС, на которых отсутствуют установки по переработке РАО и не начаты работы по сооружению дополнительных хранилищ.

Основными недостатками обращения с ЖРС на действующих АЭС являются следующие:

1. Отсутствие дифференцированного сбора вод с разным химическим составом. Потери в год H_3BO_3 составляют ~50 т/год при общем содержании H_3BO_3 в системе АЭС ~120 т.

2. Наличие аммиака в трапных водах (следствие попадания теплоносителя I контура в трапную воду) приводит к необходимости частой регенерации фильтров доочистки дистиллята выпарной установки, то есть к увеличению ЖРС.

3. Присутствие масла в трапных водах приводит к замасливанию конденсата выпарной установки, что исключает возможность его повторного использования.

4. Одним из важных факторов, приводящих к накоплению ЖРС, является присутствие баков, насосов и другого оборудования, содержащего чистые (нерадиоактивные) химические реагенты, необходимые для поддержания ВХР I контура и его систем, регенерации фильтров СВО и дезактивации.

Т а б л и ц а 1

Количественные и качественные показатели ЖРО действующих АЭС

Вид отходов	ВВЭР 440	ВВЭР 1000
Кубовый остаток, поступающий в ХЖО, м ³ /год	120...170	220...300
Среднее солесодержание кубового остатка, г/л	300...400	300...400
Среднее количество солей, т/год	50	90
Удельная активность кубового остатка, Бк/л	2·10 ⁶	2·10 ⁶
Низкоактивные сорбенты, м ³ /год	8,0	16
Удельная активность, Бк/кг	1·10 ⁸	4·10 ⁷
Высокоактивные сорбенты, м ³ /год	3,0	5,3
Удельная активность, Бк/кг	2·10 ⁹	2·10 ⁹
Твердые РАО, м ³ /год	200	300

Т а б л и ц а 2

Общий объем хранилищ радиоактивных отходов на АЭС с ВВЭР

Объект	Объем хранилищ, м ³	
	ХЖО	ХТРО
Балаковская АЭС	3600	18750
Калининская АЭС	2940	11814
Кольская АЭС	8576	16361
Нововоронежская АЭС	17691	34860

Т а б л и ц а 3

Заполнение хранилищ жидких отходов (ХЖО)
и твердых радиоактивных отходов (ХТРО) на АЭС с ВВЭР

Объект	ХЖО (%)	ХТРО (%)
Балаковская АЭС	50	79
Калининская АЭС	71	90
Кольская АЭС	77	38
Нововоронежская АЭС	41	70

С целью снижения поступлений ЖРС на эксплуатируемых АЭС проводятся организационно-технические мероприятия по минимизации их образования (нормирование, частичная модернизация оборудования и технологических схем, повышение культуры эксплуатации). Однако сокращение

поступлений ЖРС таким способом ограничено технологическими пределами.

В третьей главе приведено обоснование технических решений по обращению с жидкими радиоактивными отходами в проектах АЭС нового поколения.

Обоснование дифференцированного сбора ЖРС. На основании проведенного анализа существующих схемных решений, анализа литературных данных, а также опыта эксплуатации действующих АЭС были сформулированы принципы проектирования, направленные на минимизацию образования ЖРС и, как следствие, ЖРО.

Главным принципом, обеспечивающим минимизацию образования ЖРС, является дифференцированный сбор и переработка стоков в зависимости от солесодержания и активности.

Этот принцип был реализован в проектах АЭС нового поколения.

Принципиальная схема обращения с ЖРС проекта АЭС нового поколения представлена на рис. 1.

Дифференцированный сбор стоков обеспечивается тремя видами спецканализации:

- система радиоактивно загрязненных стоков спецканализации;
- система условно «чистых» стоков спецканализации;
- система боросодержащих стоков спецканализации.

Стоки из системы радиоактивно загрязненной спецканализации перерабатываются на выпарной установке. Чистый дистиллят повторно используется или в случае необходимости выводится в окружающую среду. Концентрат солей поступает на установку цементирования.

Стоки из системы условно «чистой» спецканализации могут быть использованы повторно или выводятся из цикла АЭС.

Стоки боросодержащей спецканализации перерабатываются на выпарной установке боросодержащих вод. Образующиеся чистый конденсат и борный концентрат идут на подпитку первого контура.

С целью минимизации образования ЖРС в проекте АЭС нового поколения баки и насосы с чистыми химическими реагентами для создания и поддержания ВХР первого контура (H_3BO_3 , N_2H_4 , NH_4OH , KOH) установлены в зоне свободного режима. При этом исключается попадание в трапную воду химических реагентов.

Благодаря дифференцированному сбору и исключению попадания боросодержащих протечек в трапную воду, концентрация борной кислоты в трапной воде минимальна и составляет примерно 0,007 г/л. Для сравнения, концентрация борной кислоты в трапной воде действующих АЭС составляет 0,5...3 г/л.

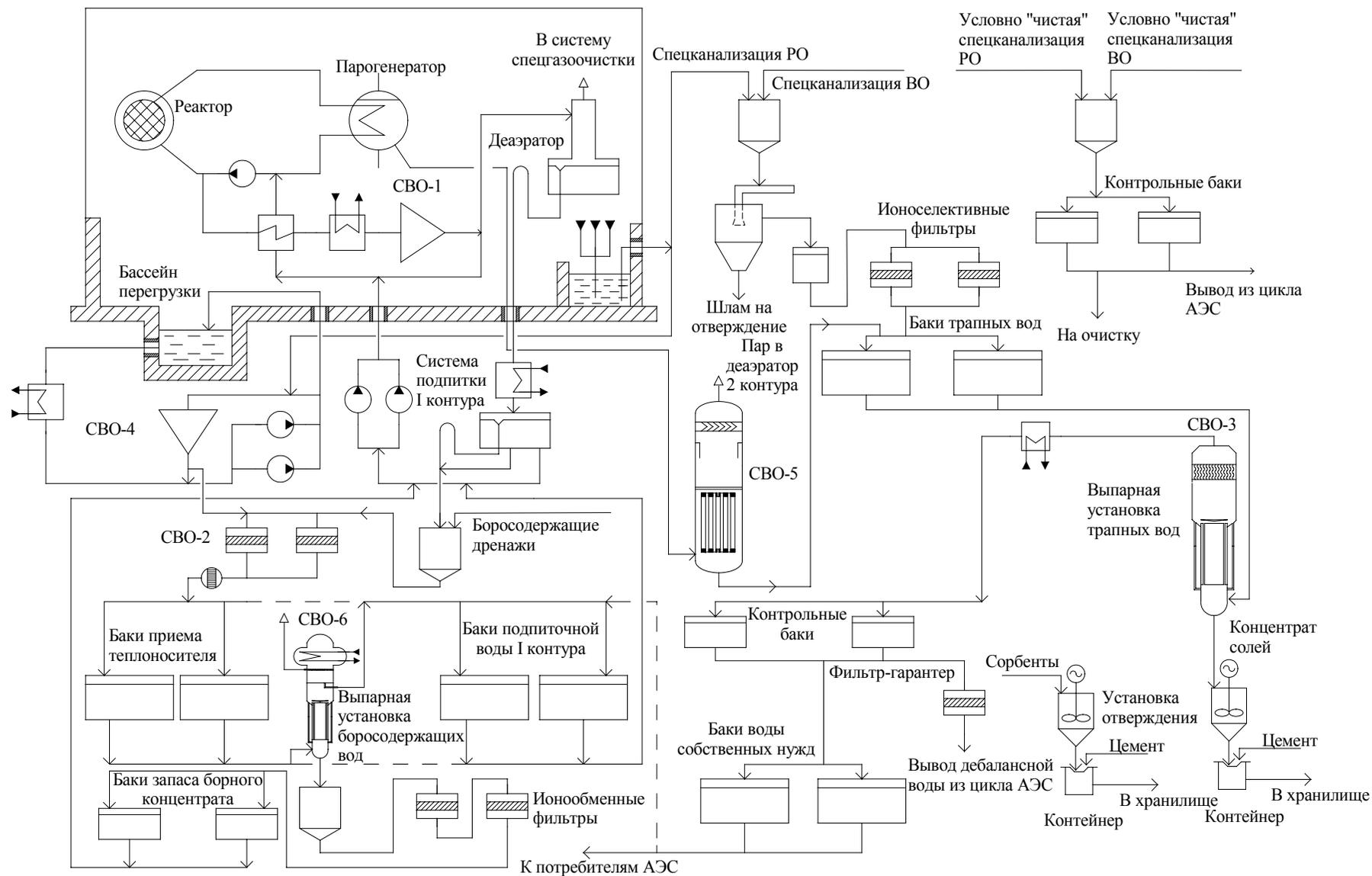


Рис. 1. Принципиальная схема обращения с ЖРС на АЭС нового поколения

Совершенствование технологии очистки продувочной воды парогенераторов. Для обоснования применения в проекте АЭС нового поколения с ВВЭР-640 системы очистки продувочной воды парогенераторов (СОПВ ПГ) термическим методом был проведен сравнительный анализ вариантов:

- очистка продувочной воды на ионообменных фильтрах (традиционная схема);
- очистка продувочной воды на выпарном аппарате.

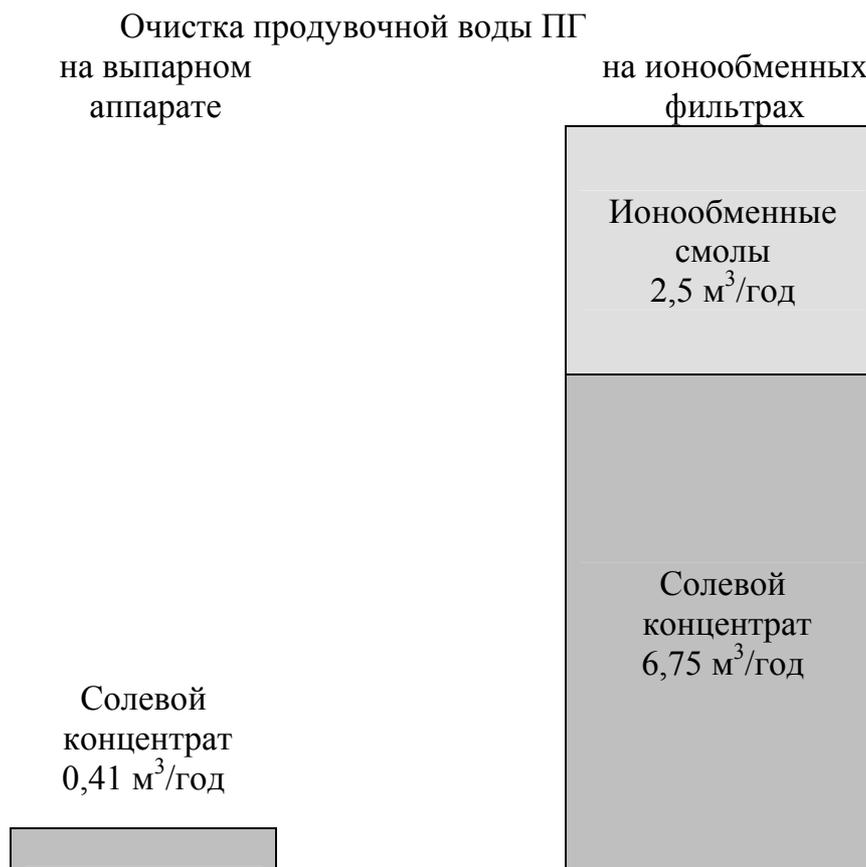


Рис. 2. Сравнительная характеристика объемов образующихся отходов

Существенным недостатком традиционной схемы является образование большого количества РАО, источником которых являются регенерационные растворы ионообменных фильтров, составляющие до 40% от общего объема трапных вод.

Термический метод очистки продувочной воды ПГ на выпарной установке обеспечивает необходимый коэффициент очистки и имеет ряд преимуществ перед методом ионного обмена:

- значительное сокращение количества ЖРО, образующихся в процессе эксплуатации;
- отсутствие химреагентов, исключающее возможность попадания химических веществ во второй контур.

При использовании термического метода выпаривания общее количество концентрата солей (1000 г/л) составляет 0,41 м³/год; при использовании метода ионного обмена суммарный объем ЖРО составляет 9,25 м³/год. Таким образом, замена традиционного метода очистки на метод термического обессоливания позволяет снизить объем радиоактивных отходов более чем в 20 раз. Сравнение объемов образующихся отходов представлено на рис. 2.

Проведенные технико-экономические расчеты показали, что по удельным приведенным затратам на очистку 1 м³ продувочной воды использование выпарного аппарата с учетом современных данных по стоимости захоронения РАО экономически эффективнее на 40%, по сравнению с традиционным методом очистки на ионообменных фильтрах.

Система очистки продувочной воды ПГ на выпарном аппарате была реализована в проекте АЭС нового поколения с ВВЭР-640.

Принципиальная схема системы очистки продувочной воды парогенераторов на выпарной установке приведена на рис. 3.

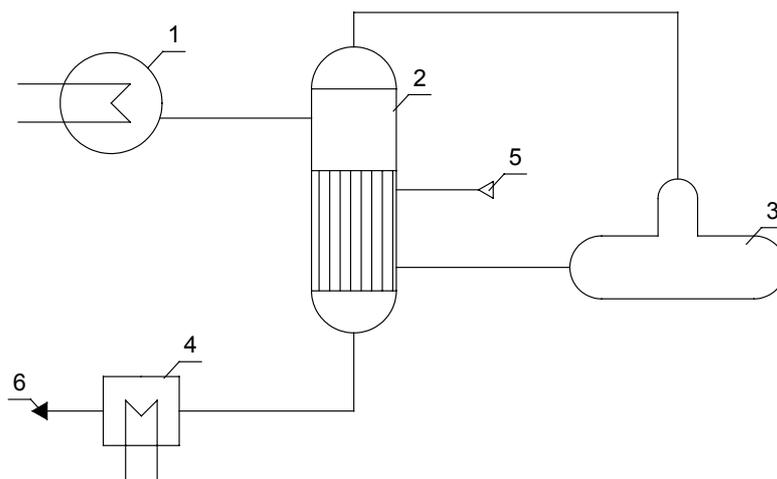


Рис. 3. Принципиальная схема СОПВ ПГ на выпарной установке:

- 1 — парогенератор; 2 — выпарной аппарат; 3 — деаэратор второго контура; 4 — охладитель; 5 — греющий пар; 6 — концентрат солей на переработку.

Продувочная вода парогенераторов подается в выпарной аппарат (2), являющийся одновременно расширителем и испарителем. Очищенная продувочная вода в виде вторичного пара, а также конденсат греющего пара направляются в деаэратор второго контура (3), за счет чего сокращается количество греющего пара, подаваемого в деаэратор для подогрева питательной воды.

Выведенные из продувочной воды ПГ соли в виде концентрата через охладитель (4) поступают в систему переработки трапных вод, а затем на отверждение.

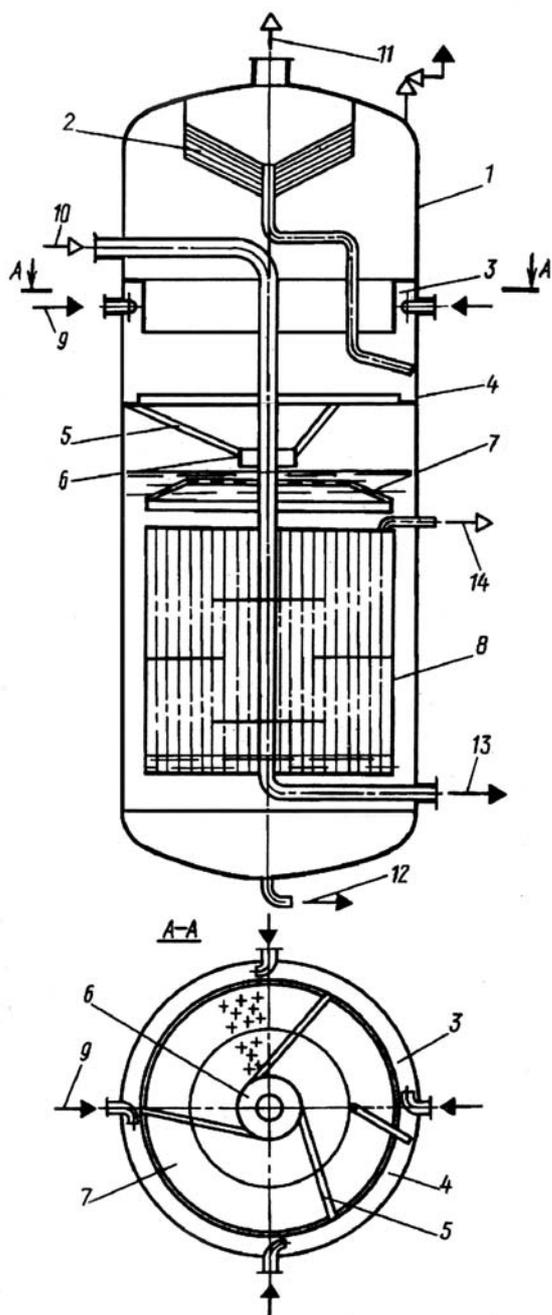


Рис. 4. Конструктивная схема
выпарного аппарата:

- 1 – корпус аппарата; 2 – жалюзийный сепаратор; 3 – кольцевой канал;
4 – камера сбора; 5 – сливные трубы;
6 – камера распределения; 7 – погруженный дырчатый лист; 8 – греющая секция;
9 – продувочная вода; 10 – греющий пар;
11 – вторичный пар; 12 – упаренный раствор; 13 – конденсат греющего пара;
14 – сдувка неконденсирующихся газов.

С целью уменьшения металлоемкости, габаритов и, соответственно, строительных объемов здания, занимаемых этой системой, была разработана конструкция выпарного аппарата, в которой расширитель, испаритель и конденсатосборник реализованы в одной конструктивной единице.

Конструктивная схема выпарного аппарата представлена на рис. 4.

Характерной особенностью разработанного выпарного аппарата является наличие двух узлов: узла подвода продувочной воды и разделения компонентов пароводяной смеси и узла промывки и распределения вторичного пара. Первый узел обеспечивает тангенциальный ввод продувочной воды в состоянии насыщения через специальные патрубки. Фактически в аппарат подается пароводяная смесь, которая подается в кольцевой канал, где происходит дополнительное частичное самоиспарение воды и разделение компонентов пароводяной смеси за счет эффекта центробежной сепарации. Образующийся вторичный пар поступает в сепаратор, а вода стекает по стенкам корпуса аппарата в кольцевой короб, являющийся камерой сбора, и далее в камеру распределения.

Узел промывки и распределения генерируемого вторичного пара включает в себя погружной дырчатый лист и испарительную секцию. Подвод тепла к испарительной секции осуществляется за счет конденсации греющего пара.

Принятое конструктивное решение гарантирует высокую степень саморегулирования и существенное ограничение диапазона удельных паровых нагрузок, что обеспечивает равномерное распределение генерируемого пара и минимальный унос в паровое пространство капельной влаги.

В процессе выполнения работы была создана методика расчета теплогидравлических характеристик выпарного аппарата, на основе которой были выполнены тепловой и гидравлический расчеты.

В процессе расчетов были получены:

- паропроизводительность аппарата в зависимости от величины парогенерирующей поверхности;
- паропроизводительность аппарата в зависимости от давления греющего пара.

Результаты расчета при номинальной и частичной нагрузках энергоблока приведены в табл. 4.

Т а б л и ц а 4

Результаты теплогидравлического расчета выпарного аппарата

N , %	$G_{пр}$, кг/с	x	$P_{вп}$, МПа	$P_{гп}$, МПа	ΔT , °C	$K_{ц}$	K_3	$K_{гп}$, Вт/м ² ·К
100	15	0,231	1,392	1,813	12,8	32,5	0,0040	1903,5
80	12	0,244	1,107	1,392	10,3	42,9	0,0034	1927,5
71,5	10,72	0,254	0,970	1,200	9,3	49,4	0,0030	1938,9
60	9	0,265	0,823	0,976	8,1	60,7	0,0025	1937,1
50	7,5	0,279	0,676	0,817	6,9	75,7	0,0026	1966,6
30	4,5	0,309	0,416	0,486	5,9	136,0	0,0010	1978,6

где: N — величина нагрузки энергоблока; $G_{пр}$ — расход продувочной воды; x — массовое расходное паросодержание кипящей продувочной воды; $P_{вп}$ — давление в корпусе ВА; $P_{гп}$ — давление греющего пара; ΔT — температурный перепад в греющей секции; $K_{ц}$ — кратность циркуляции; K_3 — коэффициент захвата; $K_{гп}$ — коэффициент теплопередачи.

Также был выполнен расчет сепарационной части выпарного аппарата. Было показано, что влажность вторичного пара на выходе из аппарата не превышает 0,006 %, а скорость пара не превышает критическую, при которой начинается вторичное увлажнение пара.

На основе полученного значения влажности было определено качество пара, т.е. его солесодержание. Было показано, что качество пара отвечает нормам ВХР второго контура.

Необходимо отметить, что в основном все расчеты проводились по рекомендациям, приведенным в литературных источниках. Однако в аппарате имеются узлы, расчет которых весьма затруднен из-за отсутствия или противоречивости данных, приводимых в различных публикациях. Прежде всего, это относится к узлу ввода продувочной воды.

В связи с этим, для обоснования работоспособности выбранной конструкции аппарата, были проведены экспериментальные работы по обоснованию конструкции этого узла.

Опыты проводились на воздуховодяном стенде, схематично представленном на рис. 5. Рабочий участок представлял собой металлическую колонку диаметром 0,5 м и высотой 1,5 м, моделирующую пространство над трубным пучком натурального выпарного аппарата.

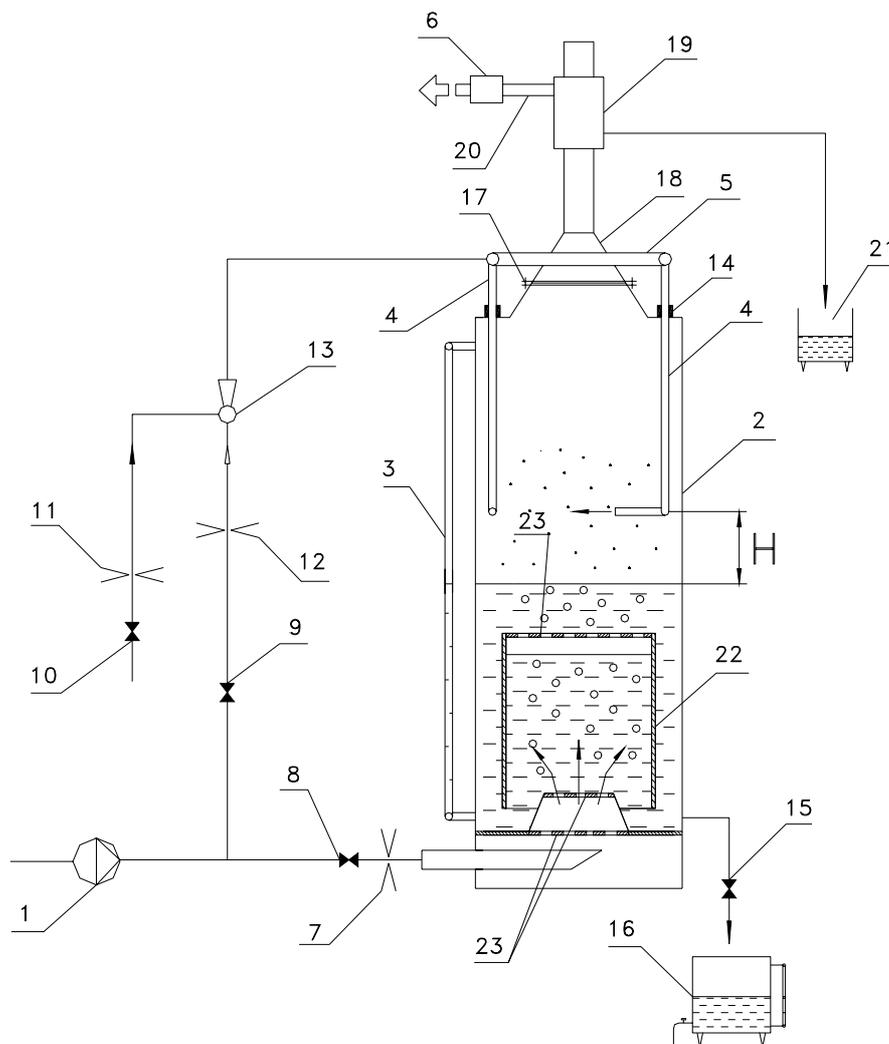


Рис. 5. Схема экспериментальной установки для обоснования узла ввода продувочной воды.

1 – воздуходувка; 2 – рабочий участок (РУ); 3 – водомерное стекло; 4 – трубы ввода смеси в РУ; 5 – коллектор подвода воздухо-водяной смеси; 6 – аэрозольный фильтр; 7, 11, 12 – расходомерные шайбы; 8, 9, 10, 15 – регулирующая арматура; 13 – эжектор; 14 – сальник; 16 – мерный бак; 17 – фланец; 18 – центробежный поверхностно-вихревой сепаратор (ПВС); 19 – ресивер; 20 – отбор для аэрозольного фильтра; 21 – мерный бак сепарата; 22 – обечайка; 23 – дырчатый лист.

Для определения рациональных геометрических размеров четыре патрубка ввода двухфазной смеси были выполнены на подвижных элементах, так, что в процессе экспериментов можно было регулировать как угол наклона патрубков относительно оси аппарата, так и их расположение по высоте.

Для моделирования процесса подъемного движения пара, генерируемого в выпарном аппарате, в нижнюю часть колонки (см. рис. 5) через два перфорированных листа подавался поток воздуха от воздуходувки. Двухфазный воздуховодяной поток, моделирующий продувочную воду парогенератора, формировался в прямоточном смесителе (13). Воздух в смеситель поступал от воздуходувки. Расход воздуха измерялся с помощью диафрагм и U-образных дифманометров. Наблюдение за процессом раздачи двухфазного воздуховодяного потока осуществлялось через открытый верх колонки (при снятом конусе (18) с аэрозольным фильтром). Количество унесенной влаги измерялось при помощи центробежного поверхностного вихревого сепаратора (ПВС) и ловушки, которая представляла собой аэрозольный фильтр, взвешиваемый до и после опыта и устанавливаемый на отборе ПВС.

Проведенные эксперименты позволили сделать следующие основные выводы:

1. Наиболее рациональным является горизонтальное расположение патрубков ввода воды.

2. В диапазоне режимных параметров, соответствующих натурным, расположение патрубков относительно уровня воды в выпарном аппарате в диапазоне $1,5 \geq H/D \geq 0,4 - 0,5$ существенного влияния на влажность пара, выходящего из аппарата, не оказывает (H — расстояние от уровня воды до патрубков, D — диаметр аппарата).

3. Значение конечной влажности пара на выходе из выпарного аппарата не превышает $y = 0,004 \dots 0,005$ %, что гарантированно обеспечивает требуемое качество пара.

Обоснование применения ионоселективных сорбентов. В третьей главе обосновано применение в системах обращения с ЖРС сорбентов, селективных к отдельным радионуклидам. Основной вклад в объем радиоактивных отходов вносят нерадиоактивные соли, присутствующие в трапных водах. При этом, активность ЖРО определяется радиоактивными примесями, химическая концентрация которых (в основном цезия и кобальта), очень мала.

Очистка на ионоселективных сорбентах позволяет надежно локализовать активность в небольшом объеме сорбента, который прочно удерживает радионуклиды, обладает высокой радиационной устойчивостью и является хорошим наполнителем при отверждении.

Совместно с ВНИИАЭС при разработке технологических решений, направленных на минимизацию образования ЖРО, для очистки трапных вод

в проекте АЭС ВВЭР-640 был выбран сорбент НЖА (никель железистосинеродистый – алюмосиликат).

Данный сорбент прошел опытно-промышленные испытания по очистке трапных вод на Калининской АЭС и показал высокий коэффициент очистки по радионуклидам цезия ($10^2 \dots 10^3$).

Схема очистки трапных вод на ионоселективных фильтрах проекта АЭС с ВВЭР-640 представлена на рис. 6.

Кроме ионоселективных сорбентов типа НЖА были рассмотрены сорбенты марки «Термоксид», которые имеют высокую селективность к радионуклидам, а также радиационную, термическую и химическую устойчивость в водных растворах.

Селективный сорбент Термоксид-3А прошел испытания и был принят для загрузки в систему очистки бассейнов выдержки отработавших ТВС первого и второго блоков Белоярской АЭС. В настоящий момент эта система, проект которой выполнен СПБАЭП, успешно работает на Белоярской АЭС.

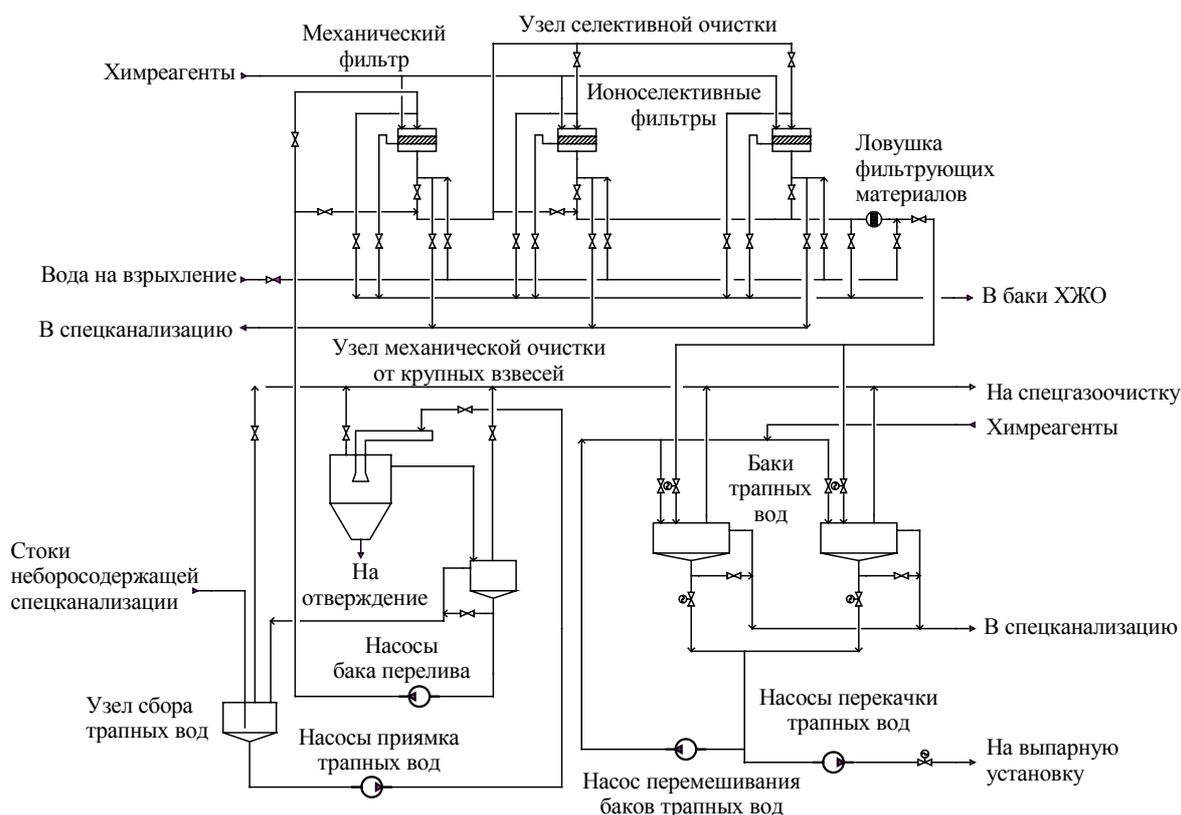


Рис. 6. Схема очистки трапных вод на ионоселективных фильтрах

Обоснование современных малоотходных способов дезактивации. Одним из источников ЖРС на АЭС являются отработанные дезактивирующие растворы. Дезактивация оборудования и помещений АЭС является технологической операцией, необходимой при проведении планово-

предупредительных ремонтов, ревизиях, модернизации и снятии с эксплуатации установок, выработавших свой ресурс.

К современным методам и способам дезактивации предъявляются следующие требования:

- высокий коэффициент дезактивации;
- минимальная скорость коррозии конструкционных материалов дезактивируемого оборудования;
- минимальные объемы образующихся вторичных радиоактивных отходов;
- удобство эксплуатации и контроля за процессом;
- радиологическая и общетехническая безопасность труда.

Проведенные исследования показали, что современный дезактивационный комплекс должен включать стационарные узлы дезактивации и передвижные устройства (модульные установки дезактивации).

Наличие передвижных модульных установок дезактивации, проект которых разрабатывается совместно с ФГУП "ВНИПИЭТ", позволяет:

- исключить разводку трубопроводов дезактивирующих растворов и пара к каждому объекту дезактивации;
- обеспечить автономную дезактивацию любого радиоактивно загрязненного объекта;
- одновременно проводить дезактивацию нескольких объектов;
- снизить до минимально возможного объем образующихся ЖРО;
- использовать современные технологии дезактивации с трансформацией растворов;
- минимизировать коррозионные повреждения конструкционных материалов.

Выбор метода отверждения жидких радиоактивных отходов. В соответствии с современными требованиями с целью исключения возможности выхода радионуклидов в окружающую среду ЖРО переводят в отвержденную форму, используя специальные материалы (связующие).

Проведенный анализ связующих материалов показал, что всем необходимым требованиям (низкая выщелачиваемость, прочность компаунда, радиационная стойкость, биостойкость, негорючесть) отвечает цемент.

Метод цементирования прост и надежен в эксплуатации. Цементирование может проводиться различными методами, которые могут отличаться способом смешивания жидких отходов с цементом и различными химическими добавками для улучшения характеристик цементного компаунда.

В соответствии с этим в проектах АЭС нового поколения был выбран метод цементирования, обеспечивающий надежную локализацию радиоактивных отходов и пожаробезопасность при высоком проценте включения отходов в матрицу (по концентрату солей до 40%).

Принципиальная схема системы отверждения представлена на рис. 7.

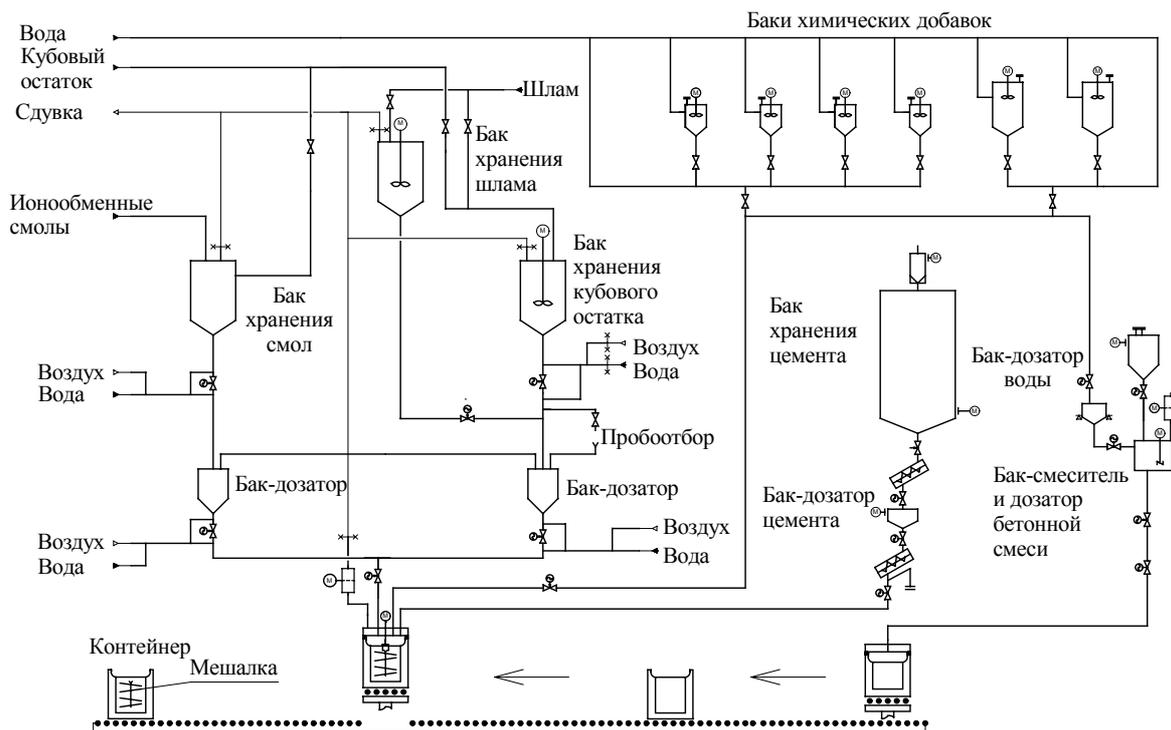


Рис. 7. Принципиальная схема системы отверждения

Результаты исследований данной работы позволили обосновать более совершенные технические решения как по схемам систем обращения с ЖРС и ЖРО, так и по оборудованию.

Принятые в проектах АЭС нового поколения технологические решения по системам обращения с ЖРС и ЖРО позволили значительно сократить расчетное количество РАО по сравнению с существующими аналогичными блоками типа ВВЭР.

Результаты сопоставления приведены в табл. 5.

Экономический эффект от уменьшения количества ЖРО за счет внедрения принятых технологических решений составляет более 4 млн. USD/год на один блок.

Сокращение общего объема ЖРС, использование малоотходных безреагентных технологий позволяет применить менее дорогостоящее и материалоемкое оборудование, сократить его производительность.

Металлоемкость оборудования и материалов систем обращения с ЖРС и ЖРО на один энергоблок АЭС с ВВЭР-640 по расчетным данным составит 392,0 т, аналогичный показатель для Кольской АЭС (3, 4 блок) — 553,7 т.

Т а б л и ц а 5

Сравнение объемов радиоактивных отходов с одного блока АЭС различных поколений

Вид отходов	Кольская АЭС 3, 4 блоки	АЭС "Ловииза"	АЭС "Хурагуа"	АЭС с ВВЭР-640	Тянь-ваньская АЭС с ВВЭР-1000
Жидкие отходы, м ³ /год (блок): • концентрат солей в пересчете на 400 г/л • ионообменные материалы	416	40	110	44	20
	32	8	24	15	18,5
Отвержденные отходы шт./год (блок): • металлические бочки V=0,2 м ³ с битумным компаундом • бетонные контейнеры V _{полезный} = 1 м ³ V _{общий} = 2 м ³	-	-	640	-	-
	1180	-	-	119	140
Объем, занимаемый контейнерами, м ³	2360	-	-	238	280
Стоимость захоронения 1 м ³ отвержденных отходов, \$	2000				
Стоимость захоронения отвержденных отходов, тыс. \$	4720	-	-	476	560

Принятые технологические решения привели к сокращению строительных объемов, занимаемых системами обращения с ЖРС и ЖРО во вспомогательном отделении по сравнению с сопоставимой частью спецкорпуса Кольской АЭС на 20%.

Проведенная оценка радиационного воздействия энергоблока ВВЭР-640 при эксплуатации в номинальном режиме и аварийных ситуациях, показала надежную обеспеченность защиты населения и окружающей среды.

Годовой сброс радиоактивных веществ в окружающую среду с жидкими нерадиоактивными средами составляет менее 100 МБк/год в расчете на блок.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В представленной работе рассмотрено состояние проблемы по накоплению и обращению с ЖРС и ЖРО на действующих АЭС с ВВЭР. Проведенный анализ показал отсутствие единого комплексного подхода к реализации технологических решений, связанных со сбором и переработкой ЖРС и кондиционированием ЖРО. Отсутствие комплексного подхода к решению этих проблем привело к накоплению на площадках АЭС больших объемов ЖРО, основными составляющими которых являются нерадиоактивные компоненты.

Хранение на промышленной площадке ЖРО в некондиционированном виде негативно сказывается на радиационной безопасности АЭС и снижает технико-экономические показатели.

На базе проведенных систематизации и анализа существующих проектных решений, опыта эксплуатации АЭС и имеющихся разработок в области обращения с ЖРС и ЖРО, были сформулированы принципы проектирования, позволяющие значительно минимизировать объемы ЖРО, снизить капитальные затраты и повысить безопасность АЭС.

Комплексный анализ существующих и перспективных методов и способов очистки позволил сформулировать и обосновать концепцию технологии обращения с ЖРС. Основными моментами этой концепции являются следующие:

- Дифференцированный сбор и переработка стоков в зависимости от солесодержания и активности.
- Максимальное использование безреагентных методов очистки ЖРС - использование термического метода в СОПВ ПГ.
- Использование ионоселективных сорбентов для выведения радионуклидов цезия из ЖРС.
- Исключение из регламента работы ионообменных фильтров, предназначенных для очистки низкосолевых среднеактивных сред, процесса регенерации.
- Использование передвижных модульных систем дезактивации.
- Применение низкорреагентного, малоотходного однованного химического метода дезактивации оборудования.

Для отверждения ЖРО был обоснован метод цементирования и затаривание цементного компаунда в бетонный контейнер. Указанные мероприятия обеспечивают долговременное, надежное хранение на площадке АЭС и возможность безопасной транспортировки в случае необходимости.

Проведено расчетное обоснование габаритных характеристик выпарного аппарата СОПВ ПГ, а также расчетный анализ процессов, протекающих в испарительной и сепарационной частях выпарного аппарата. Работоспособность узла ввода продувочной воды в выпарной аппарат и расчет захвата пара были подтверждены экспериментом.

Научно обоснованные принципы минимизации образования радиоактивных отходов и конкретные рекомендации по организации технологических процессов обращения с ЖРС и ЖРО реализованы в проекте АЭС нового поколения с ВВЭР-640 и Тяньваньской АЭС в Китае с ВВЭР-1000, а также будут использоваться в проектах АЭС, предполагаемых к сооружению в ближайшее время.

Основные положения и результаты диссертационной работы отражены в следующих публикациях:

1. *Онуфриенко С.В., Багерман М.Р., Французов А.П., Беляев В.Н., Гершевич Б.А., Зубков А.А., Кректунов О.П.* Обоснование выбора термического обессоливания и технические решения по системе очистки продувочной воды парогенераторов АЭС нового поколения с ВВЭР-640 // Теплоэнергетика. 1995. № 12. С. 19-23.

2. *Онуфриенко С.В., Багерман М.Р., Французов А.П., Миловская Л.А.* Решения по минимизации образования, организации сбора и переработке жидких радиоактивных сред в проекте АЭС нового поколения с ВВЭР-640 // Теплоэнергетика. 1995. № 12. С. 28-31.

3. *Онуфриенко С.В., Багерман М.Р., Французов А.П., Безруков А.Н.* Концепция обращения с жидкими радиоактивными отходами в проектах АЭС нового поколения. Труды ЦКТИ, № 285, 2002.

4. Авторское свидетельство № 1335005. Системы переработки жидких радиоактивных отходов / *Онуфриенко С.В., Багерман М.Р., Ландухов В.П., Ефимов Ю.М.* Зарегистрировано в Государственном реестре изобретений 01.05.1987.

5. Патент 2100041 России. Выпарной аппарат для очистки продувочной воды парогенерирующей установки атомной электростанции / *Онуфриенко С.В., Багерман М.Р., Беляев В.Н., Гершевич Б.А., Зубков А.А., Кректунов О.П.*

Лицензия ЛР № 020593 от 7.08.97

Подписано в печать 12.11.2002
Тираж 130 экз.

Объем в п.л. 1,5
Заказ №

Отпечатано с готового оригинал-макета,
предоставленного автором,
в типографии Издательства СПбГПУ
195251, Санкт-Петербург, Политехническая ул., 29.

Отпечатано на ризографе RN-2000 FP
Поставщик оборудования — фирма “Р-ПРИНТ”
Телефон: (812) 110-65-09
Факс: (812) 315-23-04