

УДК 621.039.72 +
© 1997

ПЕРЕРАБОТКА ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА КОМПЛЕКСЕ РТ-1: ИСТОРИЯ, ПРОБЛЕМЫ, ПЕРСПЕКТИВЫ

*Ю.В. Глаголенко, Е.Г. Дзекун, С.И. Ровный, В.К. Сажнов, В.П. Уфимцев, В.С. Брошевицкий,
Г.А. Лаптев, В.И. Основин
Россия, г.Озерск, ПО "Маяк"*

*Б.С. Захаркин, В.С. Смелов, Э.А. Ненарокомов
Россия, Москва, ГНЦ ВНИИИМ им. А.А. Бочвара*

*Б.В. Никипелов
Россия, Москва, МАЭ РФ*

Рассмотрены этапы создания на ПО "Маяк" радиохимического производства по регенерации отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) энергетических и транспортных установок, приведена аппаратурно-технологическая схема, проанализировано накопление и переработка ОЯТ от реакторов ВВЭР-440 и БН-600. Рассмотрены вопросы обращения с жидкими радиоактивными отходами, оценена перспектива дальнейшего развития производства с учетом 20-летнего опыта эксплуатации комплекса РТ-1.

Большинство национальных программ развитых стран предусматривают увеличение энергообеспеченности общества осуществлять через развитие ядерной энергетики. Сегодня в мире функционируют сотни реакторов, производящих электрическую энергию, доля которой в общем балансе энергии некоторых государств превышает 30 и даже 75%.

Заключительным этапом замкнутого топливного цикла ядерной энергетики является регенерация отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с целью повторного использования делящихся материалов.

Концепция замкнутого топливного цикла в ядерной энергетике принята в России и ряде других промышленно развитых стран (Франция, Великобритания, Япония и другие). Эта концепция предусматривает также утилизацию всех видов радиоактивных отходов с получением отвержденных материалов, пригодных для длительного хранения.

Для этих целей в 1977 г. был пущен в эксплуатацию завод по переработке ОЯТ (РТ-1).

Введение в строй уникального завода, единственного на данное время в России, обеспечило переработку ОЯТ реакторов ВВЭР-440, БН-600, транспортных и исследовательских реакторов и стимулировало дальнейшее развитие ядерной энергетики. Его пуску предшествовал период научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ. Технологию разрабатывали специалисты ВНИИИМ им. А.А. Бочвара (г.Москва) и ПО "Маяк", оборудование - в основном Свердловский химмаш (г. Екатеринбург), проектировали завод специалисты ВНИПИЭТ (г. Санкт-Петербург).

В ходе проектирования была определена этапность строительства и ввода в эксплуатацию производств и мощностей завода РТ-1.

Первая очередь завода была рассчитана на переработку топлива АЭС с реакторами ВВЭР-440 с мощностью 2 млн кВт (электрических) или 60-70 т/год по урану. В рамках первой очереди решались также вопросы регенерации ОЯТ на основе высокообогащенного урана.

С вводом в эксплуатацию второй очереди

мощность переработки по твэлам ВВЭР-440 возросла до 150-200 т/год.

В эксплуатацию были введены установки по упариванию высокоактивных отходов (ВАО) и последующему их отверждению методом остекловывания. Таким образом, главной особенностью второй очереди завода, кроме повышения производительности, стало обеспечение утилизации высокоактивных отходов и повышение безопасности производства.

Третья очередь завода была рассчитана на переработку твэлов ВВЭР и РБМК с АЭС мощностью 26 млн кВт, но в процессе эксплуатации первых очередей, проведения технико-экономических исследований, прекращения строительства АЭС с реакторами РБМК была обоснована нецелесообразность переработки ОЯТ этих реакторов. Условно считается, что пуск третьей очереди завода связан со строительством и освоением 3-й цепочки рубки-растворения топлива (1988 г.). На сегодняшний день комплекс РТ-1 является многофункциональным самостоятельным производством (рис. 1). Три технологические цепочки завода обеспечивают переработку ОЯТ самой широкой номенклатуры.

Выводимыми из технологического процесса завода РТ-1 продуктами являются:

- Диоксид энергетического плутония с содержанием плутония-239 65-70% масс. Поступает на временное хранение на склад.
- Плав гексагидрата нитрата уранила с содержанием урана-235 2,4-2,6 % масс. Направляется на изготовление топлива реакторов РБМК.
- Окись-закись урана среднего и высокого обогащения по урану-235. Поступает на склад и частично используется для изготовления топлива реакторов БН-600 и БН-350.
- Диоксид нептуния-237. Используется для реакторного получения плутония-238.
- Диоксид плутония или смешанные (через химическое соосаждение) диоксиды урана и плутония на основе плутония оружейного качества. Используются для изготовления экспериментального топлива быстрых реакторов.
- Концентраты стронция, цезия, технеция, палладия и др. (периодическая наработка для технического использования и исследователь-

ских целей).

- Фосфатное стекло с фиксированными отходами высокого уровня активности.

Таким образом, благодаря работе завода обеспечено эффективное замыкание топливного цикла по "вторичному" урану - через смешивание низкообогащенного урана отработавших топливных сборок реакторов ВВЭР-440 и урана повышенных степеней обогащения других облученных материалов.

Поэтапное решение предусмотрено и в части обращения с жидкими отходами. Для первого периода работы завода было принято временное хранение растворов с обеспечением безопасности в специальных емкостях. В последующем, по мере завершения научно-исследовательских, опытно-конструкторских и строительных работ получили окончательное решение вопросы локализации ЖРО в твердых матрицах, пригодных для длительного хранения.

В статье кратко рассмотрена аппаратурно-технологическая схема завода, которая сложилась к 1988 г. после пуска предусмотренных проектом производств, а также некоторые основные показатели процесса регенерации ОЯТ, переработки высокоактивных жидких отходов методом концентрирования и отверждения радионуклидов, перспектива утилизации отходов среднего (САО) и низкого (НАО) уровней активности, а также перспективы развития радиохимического производства.

ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРЕДПРИЯТИЯ ПО РЕГЕНЕРАЦИИ ОЯТ

1. Аппаратурно-технологическая схема радиохимического завода РТ-1

В результате развития производства и вовлечения в переработку топлива исследовательских установок (более 20 типов) ОЯТ реакторов ВВЭР-440, БН-600, БН-350 возникла необходимость создания независимых технологических цепочек с тем, чтобы регенерировать ОЯТ, близкое по составу и обогащению. Для этих целей созданы три независимые технологические цепочки, на которых осуществляются однотип-

ОТРАБОТАВШЕЕ ТОПЛИВО

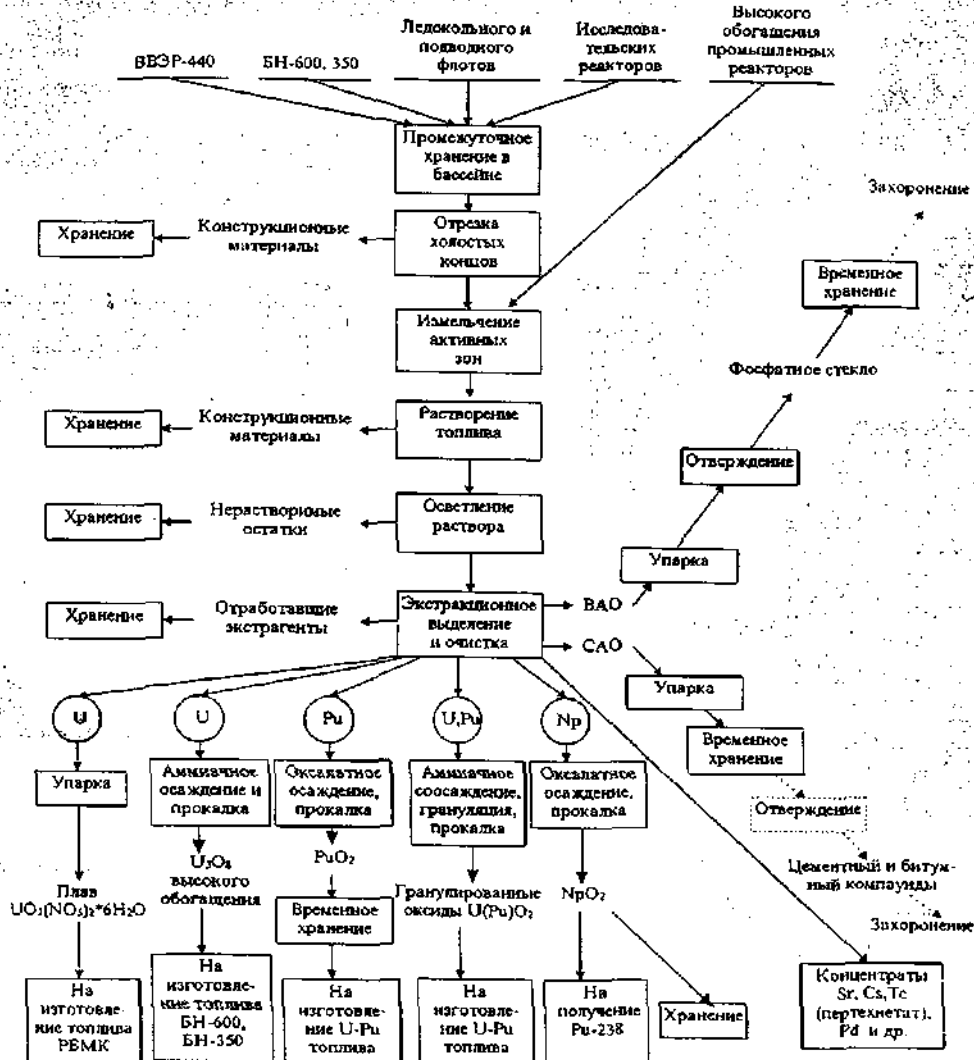


Рис. 1. Функциональные возможности завода РТ-1
 Пунктиром выделены операции, для проведения которых производственная база находится в стадии строительства или обоснования (захоронение отходов).

ные операции.

Поступающие на завод топливные сборки выгружают из транспортных контейнеров в буферный бассейн-хранилище. Первая технологическая операция - отрезка концевых деталей топливных сборок электроконтактным методом, после чего активные зоны направляются на измельчение в агрегате рубки. Смесь топлива с кусками оболочек (Zr-Nb сплав) подается в аппарат-растворитель. По окончании процесса растворения и выдачи технологического раствора отмытые конструкционный материал и нерастворимые остатки удаляют пневмотранспортом и направляют на захоронение. Потери урана и плутония с нерастворимыми остатками не превышают, соответственно, 0,01% и 0,06%. Получаемые растворы представляют собой суспензию с высокодисперсными компонентами на основе графита, кремния и других элементов, которые могут вносить существенные осложнения в последующий процесс. В этой связи одной из ответственных стадий регенерации топлива является осветление растворов, включающее их обработку высокомолекулярными органическими флокулянтами и фильтрование на насыпных фильтрах с металлсферическими порошками нержавеющей стали и природными минералами.

В основе технологии выделения U, Pu, Np, их разделения и глубокой очистки от продуктов деления лежит целно-экстракционный процесс с использованием смеси ТБФ с углеводородным разбавителем, осуществляемый в многоступенчатых смесителях-отстойниках с механическим или пульсационным смешиванием фаз.

Аналогичный технологический процесс реализован на заводах фирмы "Cogema" (Франция) и BNFL (Великобритания).

По приведенной схеме (рис. 1) на ПО "Маяк" в настоящее время перерабатывается ОЯТ от 14 реакторов ВВЭР-440. Из них 2 реактора находятся на АЭС "Ловиза" (Финляндия), 4 реактора на АЭС "ПАКШ" (Венгрия), 2 реактора в г. Ровно (Украина), 4 реактора на Кольской и 2 - Нововоронежской АЭС (Россия).

Кроме этого, регулярно производится пе-

Таблица 1
Характеристика ОЯТ реактора ВВЭР-440

Показатель	Значение
Средняя глубина выгорания, Гвт.сут/т	28
Обогащение топлива, масс. % U-235, начальное конечное	3,6 0,75
Удельная активность, Бк/г	(2,0-2,5)·10 ¹⁶
Весовое содержание продуктов деления, кг/т	~30
Содержание нуклидов, кг/т, Pu (в том числе 60-70 % Pu-239)	8,5-9,5
Np	0,3-0,5
Am (241,243)	0,15
Cm (242,244)	0,04
Pd	0,3-1,4
Tc	0,8-0,9
I-129	0,23
Sr-90 (Бк/г)	2,4·10 ⁶
Cs-137 (Бк/г)	3,0·10 ¹⁵
Остаточное тепловыделение (выдержка 3 года), кВт/т	2,8

реработка топлива с реактора БН-600 (Белоярская АЭС - Россия).

С момента пуска завода РТ-1 (1977 г.) и по настоящее время переработано более 3000 тыс. т ОЯТ в пересчете на уран, наработано и подвергается хранению около 30 т энергетического плутония.

Накопленный плутоний в долгосрочных планах развития ядерной энергетики России предполагалось использовать в качестве смешанного уран-плутониевого топлива для реакторов БН-800, которыми должна быть оснащена Южно-Уральская АЭС. Несмотря на то, что создание АЭС и производства по изготовлению смешанного топлива временно приостановлено, на ПО "Маяк" продолжают научно-исследовательские работы по отработке технологии изготовления смешанного топлива, имеются установки для изготовления топлива и

опытных твэлов для реакторов на “быстрых” нейтронах (БН-600).

Типичная характеристика перерабатываемого топлива реакторов ВВЭР-440 приведена в табл. 1.

Каждый из трех (U, Pu, Np) актиноидов проходит через два цикла экстракции. Общая очистка от продуктов деления составляет от 10^7 до 10^9 (уран - нептуний). Фактор разделения U от Pu - более $7 \cdot 10^5$. Потери U, Pu и Np в экстракционном процессе не превышают соответственно 0,01%, 0,025%, 0,5%. Уран из конечных растворов (резэкстрактов) получают через термический процесс в форме гексагидрата нитрата уранила; плутоний и нептуний через оксалатное осаждение доводятся до диоксидов. В настоящее время концентраты нептуния выводятся из технологического процесса и направляются на временное хранение в виде азотнокислых растворов.

В течение всего времени эксплуатации завода непрерывно совершенствовалась технология и оборудование в направлении повышения производительности, качества выпускаемой продукции, снижения объемов жидких, твердых и газообразных радиоактивных отходов. Внедрены новые технологии применительно к процессам растворения топлива всех типов реакторов, технология и оборудование для осветления растворов; разработано и внедрено новое экстракционное оборудование. Производительность завода постоянно нарастала и сегодня технология реально гарантирует мощность переработки ОЯТ до 400 т/год по низкообогащенному урану, хотя фактическая не превышает 200 т/год.

Многолетний опыт эксплуатации и управления радиохимическими технологиями, накопленный на ПО “Маяк”, содействовал созданию эффективной системы контроля и обеспечения безопасности завода РТ-1, и в этом отношении 20-летний период работы завода может быть оценен положительно.

На заводе фиксируются все без исключения нестандартные события, любые отклонения от регламентированных норм. За весь указанный период только один инцидент подпадал под критерий Международной шкалы ядерных

событий (“ИНЕС”), со значением критерия, равным 3 (“воздействие на площадке”): разрыв коммуникации вследствие термохимического разложения продуктов деградации ТБФ. События, в той или иной степени относящиеся к ядерной безопасности, зафиксировали только отклонения от регламентируемых значений параметров, которые уже имеют существенные коэффициенты запаса. Кроме этого следует подчеркнуть, что в практике завода не было отмечено ни одного инцидента, связанного с неконтролируемым перемещением делящихся материалов.

2. Анализ объемов поступления и регенерации ОЯТ реакторов ВВЭР и БН за период с 1988 по 1995 гг.

Как известно, поступление сырьевых материалов, выпуск готовой продукции и ее реализация, являются важнейшими сторонами деятельности предприятий, их действующих технологических схем. Оценка объемов производства, динамики и основной его тенденции развития, представляет самостоятельный интерес.

Как отмечалось, одной из целей статьи является оценка эффективности действующих схем регенерации ОЯТ по уровню образующихся жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Без определения показателей объемов регенерированного ОЯТ, выполнение поставленной задачи практически невозможно.

Исходя из поставленной задачи, была сделана оценка количества поступившего на переработку и регенерированного ОЯТ, по каждой технологической схеме.

На рис. 2 и 3 показана динамика поступления и регенерации ОЯТ реакторов ВВЭР и БН. Как видно из рис. 2 и 3, максимум по поступлению и регенерации ОЯТ получен в 1989 г., а минимум - в 1995 г. Необходимо отметить, что в 1991 г. был прекращен вывоз ОЯТ с двух реакторов ВВЭР-440 Армянской АЭС. Это повлияло на динамику поступления и регенерации ОЯТ в интервале 1991-1995 гг.

Неравномерная поставка и регенерация топ-

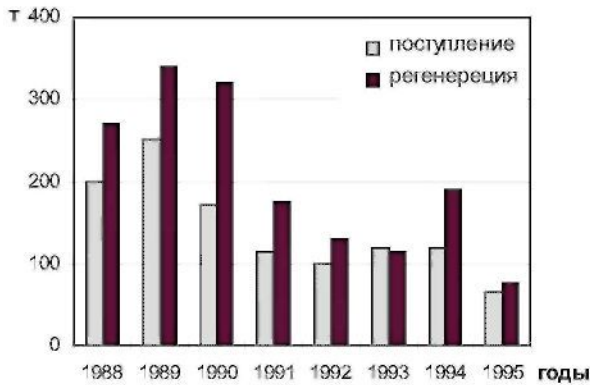


Рис. 2. Динамика поступления и регенерации ОЯТ ВВЭР-440 за период 1988-1995 гг.

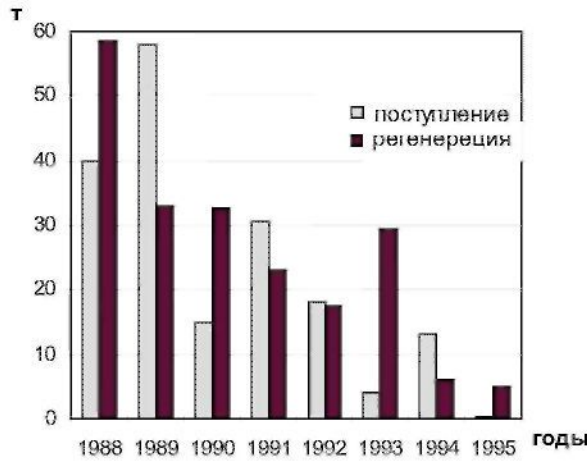


Рис. 3. Динамика поступления и регенерации ОЯТ реактора БН-660 за период 1988-1995 гг.

лива БН-600 обусловлена сроками выгрузки ОЯТ из реактора, его хранением и накоплением при АЭС, а также плановыми заданиями по регенерации на заводе РТ-1.

На основании проведенного анализа динамики поступления и регенерации ОЯТ видно, что среднегодовой объем поступления и регенерации ОЯТ реакторов ВВЭР за период с 1988-1995 гг. составил 140 и 200 т, а реактора БН-600 по 25 т, соответственно.

АНАЛИЗ ОБРАЗОВАНИЯ ЖРО ПО

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМ СХЕМАМ РЕГЕНЕРАЦИИ ОЯТ

Твердые, жидкие и газообразные отходы, образующиеся в процессе регенерации ОЯТ, являются источником загрязнения окружающей среды.

Сточные воды - самый многотоннажный отход радиохимического завода. К ним относятся отработанные технологические растворы, маточники, рафинаты, кубовые остатки, промывные растворы, конденсаты систем охлаждения и газоочистки, трапные воды, а также различные регенераты.

Перечисленные жидкие отходы, загрязненные в различной степени радиоактивными элементами, частично сбрасываются в водоемы-хранилища ЖРО, в том числе и в бессточное озеро Карачай (водоем 9), а основная масса подвергается очистке. Согласно разработанным программам и принятым решениям водоем-хранилище №9 должен быть в недалеком будущем полностью законсервирован.

В связи с этим, одной из важных задач является усовершенствование действующих схем обращения с ЖРО, а при необходимости создание новых эффективных технологий и локальных схем переработки ЖРО различного уровня загрязнения.

Для правильного выбора методов обращения с ЖРО необходимо оценить с достаточной степенью надежности количественные и качественные характеристики сбросных потоков ЖРО по каждой схеме регенерации ОЯТ.

Все жидкие отходы классифицировались по своему технологическому происхождению (типовой признак), а также по основному виду загрязнения - радиоактивности. Классификация по уровню радиоактивного загрязнения проводилась на основании норм НРБ-76/87. Проведение анализа объемов ЖРО, образующихся в технологии регенерации ОЯТ ВВЭР показала, что доля низкоактивных составляет 95%, а среднеактивных и высокоактивных, соответственно, 4,4% и 0,6%.

При регенерации топлива реактора БН-600 соотношение ЖРО всех уровней активности такое же, как и в схеме регенерации топлива ВВЭР-440.

Важнейшим показателем любой технологии

и технологических процессов являются удельные показатели, в нашем случае объем ЖРО на одну тонну переработанного урана. Строгое соблюдение заданных удельных показателей на любой технологической линии является гарантией против необоснованного увеличения отходов технологии. В табл. 2 представлены среднестатистические данные по удельным объемам ЖРО, образующихся по схемам регенерации.

ОБРАЩЕНИЕ С ЖРО

1. Концепция обращения с ЖРО

На ПО "Маяк" принята концепция экологически безопасного обращения с жидкими отходами любого уровня активности, которая предусматривает включение радионуклидов в твердые инертные матрицы, пригодные для окончательного захоронения и с получением очищенной воды, пригодной к повторному использованию или к сбросу без ограничений в открытую гидросеть.

В соответствии с данной концепцией разработана принципиальная технологическая схема обращения с жидкими радиоактивными отходами любого уровня активности. Эта схема подробно рассмотрена авторами в журнале "Вопросы радиационной безопасности" №2, 1996 г.

Схема состоит из трех технологических це-

почек, предназначенных, соответственно, для переработки растворов высокого, среднего и низкого уровней активности. В соответствии с требованиями безопасного хранения отходов в качестве матрицы приняты для высокоактивных отходов - фосфатное стекло, для среднеактивных и низкоактивных отходов - битумная или цементная матрицы.

Высокоактивные отходы разделены на две группы: текущие и накопленные. Разделение обусловлено, прежде всего, физико-химическим состоянием отходов. Накопленные отходы характеризуются большим содержанием взвесей, осадков, что осложняет их переработку. Текущие высокоактивные растворы, образующиеся от переработки ОЯТ упариваются, кубовые остатки флюсуются фосфорной кислотой, натрием и остекловываются в электропечи ЭП-500, а конденсаты объединяются со среднеактивными растворами. Блоки фосфатного стекла с включенными в него радионуклидами поступают в хранилище на временное хранение. В настоящее время по этой цепочке полностью перерабатываются все текущие отходы.

Переработка накопленных высокоактивных отходов из-за сложного химического состава может быть осуществлена лишь после специальной их обработки, например, по технологии фракционирования, либо с использованием альтернативных установок остекловывания, напри-

Таблица 2

Удельные объемы низкоактивных, среднеактивных, высокоактивных ЖРО, образующихся по схемам регенерации ОЯТ реакторов ВВЭР и БН на тонну регенерированного топлива

Разновидность перерабатываемого топлива	Тип жидких радиоактивных отходов	Статистические характеристики			
		Среднее за период, м ³ /т	Стандартное отклонение	Коэффициент вариации, %	Доверительные отклонения от средней
Реактор ВВЭР	Низкоактивные	1875,0	707,1	38	±2,5d
	Среднеактивные	78,0	12,4	16	±2,5d
	Высокоактивные	13,0	2,3	18	±2,0d
Реактор БН	Низкоактивные	1552,0	413,0	27	±3,0d
	Среднеактивные	59,0	9,38	16	±2,0d
	Высокоактивные	31,0	14,4	47	±2,0d

Таблица 3
Динамика остекловывания ВАО в
электропечи ЭП-500/1-р

Год	Получено стекла	
	Масса, тонн	Активность, КиЧ10 ⁶
1987-1990	162	3,96
1991	178	28,2
1992	563	77,7
1993	448	46,8
1994	407	57,4
1995	216	31,7
1996	270	38,0
Итого:	2244	283,8

мер, по технологии холодного тигля (ИПХТ).

Среднеактивные растворы после сбора и классификации также как и высокоактивные упариваются, затем кубовый остаток предполагается включать в битум, который будет направляться на временное хранение, а конденсаты смешиваются с низкоактивными растворами.

Прежде чем включить низкоактивные отходы в твердую матрицу, пригодную для захоронения, они должны пройти обработку с целью концентрирования радионуклидов несколькими методами, последовательность и необходимость применения которых должна быть обусловлена совокупностью экономических и технических параметров. В результате реализации этой схемы все радионуклиды должны быть включены в твердые инертные матрицы, пригодные для окончательного захоронения, а очищенная водная фаза может быть сброшена в открытую гидросеть без ограничений или использована повторно в технологическом процессе.

На предприятии образуется значительный объем низкоактивных отходов (НАО), удельная активность которых составляет от 10^{10} до 10^8 Ки/л, в этой связи они не могут сбрасываться в открытую гидрографическую сеть и направляются в водоемы-хранилища оборотного водоснабжения.

Воды спецканализации - основной поставщик радионуклидов и солей - подвергаются очистке от радионуклидов и обессоливанию на ионообменной установке очистных сооружений одного из заводов. Очищенные фильтраты с активностью до $1,7 \cdot 10^{-7}$ Ки/л направляются в водоем оборотного водоснабжения, а регенераты ионообменных фильтров направляются в водоем-хранилище.

2. Разработка и освоение технологии остекловывания

Значительные объемы накопленных и образующихся высокоактивных отходов сложных по химическому и радионуклидному составу, а также постоянное ужесточение требований к безопасности хранения потребовали радикального решения проблемы их утилизации.

В связи с этим наше предприятие совместно с научно-исследовательскими институтами в соответствии с принятой в России концепцией отверждения радиоактивных отходов в 1967 году приступило к реализации комплексной программы по созданию комплекса остекловывания растворов высокого уровня активности. Выполнение этой программы обозначено следующими этапами:

- 1969-1971 гг. - создание лабораторных установок по отверждению растворов в стекловаренной электропечи прямого электрического нагрева;
- 1973-1977 гг. - испытание пилотных установок на модельных растворах, меченных радионуклидами;
- 1987-1996 гг. - промышленная эксплуатация установки остекловывания с проектной производительностью 500 л/ч по исходному раствору.

В основу проекта промышленного цеха остекловывания заложен процесс получения фосфатного стекла из растворов высокоактивных отходов в стекловаренной электропечи прямого электрического нагрева. Принципиальная аппаратурно-технологическая схема представлена на рис. 4.

Процесс осуществляется следующим образом. Исходный раствор поступает в промежу-

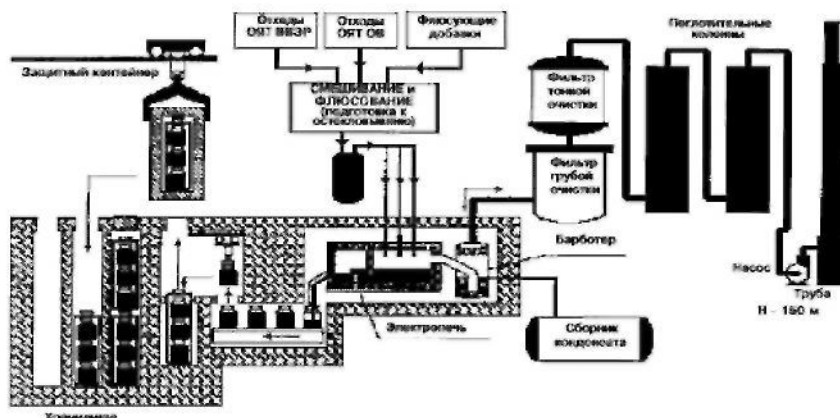


Рис. 4. Схема остекловывания радиоактивных отходов в электропечи ЭП-500

точный аппарат, флюсуется необходимым количеством фосфорной кислоты, затем упаривается в выпарном аппарате до содержания солей (350-370) г/л и дозируется в электропечь. Одновременно с раствором в электропечь подается раствор восстановителя для подавления летучести рутения и создания защитного слоя пены на поверхности расплава. При попадании растворов на поверхность расплава последовательно происходят процессы упарки растворов, сушки и денитрации солей, сплавления оксидов. Образующаяся при этом парогазовая смесь проходит через систему газоочистки и выбрасывается в атмосферу.

Готовое стекло периодически сливается в бидоны. Бидоны загружают в пеналы, которые затем герметизируются сваркой и, после контроля герметичности, транспортируются в хранилище. В табл. 3 представлена динамика остекловывания ВАО в электропечи.

В отделении остекловывания расположено хранилище, предназначенное для размещения остеклованных отходов, с максимальным тепловыделением 5 кВт/м³. Хранилище разбито на 7 отсеков, имеющих автономную вентиляцию. В каждом отсеке имеется 338 гнезд (стояков). Каждое гнездо рассчитано на 2 пенала, с размещением

в каждом пенале 3-х бидонов со стекломассой объемом до 200 л. В первом отсеке имеется 13 контрольных стояков, куда помещаются пеналы для контроля их герметичности.

Повышение удельной активности стекла при переработке текущих и накопленных ВАО, о чем упоминалось выше, может быть осуществлено лишь после специальной их обработки, например, по технологии фракционирования, на действующей электропечи, либо с использованием альтернативных установок (электропечь с изолированными электродами с донным сливом, индукционный плавитель с холодным тиглем). Работы в этом направлении продолжаются.

В настоящее время на предприятии создана установка фракционирования ВАО (УФ-35) для извлечения стронция и цезия из отходов с использованием экстракционной системы на основе хлорированного дикарболлида кобальта (ХДК). Установка успешно эксплуатировалась в 1996 году в течение 3-х месяцев. Коротко остановимся на итогах ее работы. Всего было переработано ~ 210 м³ высокосоленных активных отходов с суммарной бета-активностью 9,3 млн. Ки. В реэкстракт было выделено 7,1 млн. Ки радионуклидов стронция и цезия, причем их извлечение составляет не менее 97% и 99%,

соответственно, от исходного. Практически незасоленный концентрат стронция-90 и цезия-137 был подключен к растворам, подаваемым на остекловывание. Объемная активность шихты составила ~ 32 Ки/л, в то время как обычно эта величина составляет 16-20 Ки/л.

Дальнейшие шаги при обращении с ВАО связаны с разработкой минералоподобных матриц, пригодных для длительного хранения и последующего захоронения в геологические формации.

ПЕРСПЕКТИВА РАЗВИТИЯ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ЗАВОДА

В связи с тем, что в процессе переработки ОЯТ нарабатываются большие количества урана с различными степенями обогащения по урану-235 и плутоний, то целесообразность их повторного использования в ядерной энергетике очевидна. С этой целью и из-за экологических соображений было предусмотрено строительство Южно-Уральской АЭС с реакторами БН-800. В качестве топлива для этих реакторов должно применяться смешанное уран-плутониевое топливо. Для его изготовления создавалось соответствующее производство (комплекс 300), строительство которого на сегодняшний день приостановлено.

Реализация этого проекта позволит замкнуть топливный цикл в линии плутония путем создания цепочки:

Для решения проблем, связанных с созданием данного топливного цикла, в период 1984-1988 гг. на ПО "Маяк" были спроектированы и созданы опытно-промышленные установки по изготовлению смешанного уран-плутониевого топлива ("Жемчуг", "Гранат"). При этом ставилась задача в промышленных условиях отработать технологию получения непьющего гранулированного смешанного уран-плутониевого топлива. На опытно-промышленных установках проверены и отработаны технологии получения топлива в виде микросфер и гранул. Изготовление таблеток осуществлялось на вновь созданной установке "Пакет". Работа опытных установок определялась, в основном, производительностью установки "Пакет", расчи-

танной на изготовление таблеток и твэлов для десяти ТВС в год применительно к реактору БН-350 или БН-600.

Проверена работоспособность твэлов ТВС в реакторе БН-350, топливо для которых изготовлено из микросфер гранулята с установки "Гранат" и механически смешанных диоксидов урана и плутония. Результаты послереакторных исследований твэлов ТВС показали их надежную работоспособность.

Последующие ресурсные испытания твэлов и ТВС проводились в реакторе БН-600 на параметрах, близких к работе реактора БН-800. На данный момент изготовлено около 30 ТВС со смешанным топливом.

В настоящее время разработан проект гибридной зоны реактора БН-600 с использованием ~ 90 шт. ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом. Однако наиболее перспективным и экономически выгодным следует признать завершение строительства комплекса 300 и реактора БН-800 ЮУАЭС с использованием смешанного уран-плутониевого топлива.

Таким образом, в перспективе на ПО "Маяк" имеются все предпосылки для создания промышленного производства ТВС как для реакторов типа БН-600, БН-800, так и для ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и окончания строительства Южно-Уральской АЭС. С созданием этих производств и с учетом имеющихся возможностей увеличить мощность перерабатывающего завода РТ-1 на Южном Урале будет создан замкнутый топливный цикл в линии плутония, что во многом решит вопросы энергообеспеченности промышленно развитого Уральского региона и будет способствовать улучшению экологической обстановки.