

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ  
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ  
УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ»

---

А.Ю. Вахрушин, А.А. Жеребцов, А. Ю. Шадрин

## ПРОМЫШЛЕННАЯ РАДИОХИМИЯ

МОНОГРАФИЯ

Москва 2026

УДК 621.039.59:669.82/86  
ББК 31.4:24.13  
В 22

Вахрушин А.Ю., Жеребцов А.А., Шадрин А.Ю. **Промышленная радиохимия: Монография.** – М.: НИЯУ МИФИ, 2026. – 328 с.

Рассмотрены аппаратурно-технологические схемы как действующих, так и работавших заводов по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Схемы включают собственно переработку отработавших сборок топлива (головные операции, выделение целевых компонентов, получение конечных продуктов), а также принятые на данных заводах методы обращения с радиоактивными отходами с указанием массогабаритных характеристик используемого оборудования и основных показателей технологических операций. Приведены установки по получению смешанного оксидного уран-плутониевого топлива и варианты замыкания ядерного топливного цикла, принятые в разных странах.

Описанию заводов предшествует ретроспективный обзор развития технологий переработки ОЯТ и становления современной промышленной радиохимии.

Монография предназначена для специалистов в области атомной энергетики.

Рецензенты: д-р техн. наук, проф., чл.-кор. РАН, научный руководитель НИОКР проектного направления «Прорыв» ГК «Росатом» *В.И. Рачков*;  
канд. хим. наук, доц. кафедры радиохимии и химического факультета МГУ им. М.В. Ломоносова *В.Г. Петров*

ISBN 978-5-7262-3148-8

© Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2026

© Вахрушин А.Ю., Жеребцов А.А.,  
Шадрин А.Ю., 2026

## Оглавление

Перечень сокращений.....	6
Введение.....	10
1. История создания радиохимической промышленности.....	11
2. Производство оружейного плутония.....	17
3. Ядерный топливный цикл.....	28
4. Добыча урана.....	31
5. Изготовление ядерного топлива .....	35
5.1. Сублиматное производство.....	35
5.2. Обогащение урана.....	38
5.3. Конверсия урана.....	47
5.4. Изготовление топливных порошков.....	52
5.5. Смешанное уран-плутониевое ядерное топливо .....	64
5.6. Производство топливных элементов.....	68
5.7. Промышленные предприятия по изготовлению ядерного топлива.....	72
6. Радиохимическая переработка отработавшего ядерного топлива.....	83
6.1. Головные операции.....	83
6.1.1. Вскрытие отработавших твэлов.....	83
6.1.2. Волоксидация топлива .....	98
6.1.3. Газоочистка головных операций.....	108
6.2. Жидкостная экстракция.....	115
6.3. Моделирование экстракционных процессов.....	127
6.4. Аппаратурное оформление экстракционных процессов.....	135
6.4.1. Смесительно-отстойные аппараты.....	142
6.4.2. Центробежные экстракторы.....	145
6.4.3. Экстракционные колонны.....	148

6.4.4.	Аппараты с принудительным разделением фаз.....	156
7.	Промышленные предприятия по переработке отработавшего ядерного топлива.....	164
7.1.	Завод РТ-1, ОДЦ и ОДЭК (Россия)	167
7.1.1.	Завод РТ-1 и ОДЦ.....	167
7.1.2.	ОДЭК.....	177
7.2.	Заводы UP2-800 и UP3 (Франция).....	183
7.3.	Завод THORP (Великобритания).....	194
7.4.	Заводы Токаи и Rokkasho (Япония).....	205
7.5.	Пилотная установка 404 (Китай).....	211
7.6.	Заводы и установки PREFRE, KARP, INRP, CORAL, DFRP, UTSF и PRTRF (Индия).....	212
7.6.1.	Заводы PREFRE, KARP и INRP.....	215
7.6.2.	CORAL и DFRP.....	219
7.6.3.	UTSF и PRTRF.....	221
7.7.	Завод Rocky Flats (США).....	224
7.8.	Завод WAK (Германия).....	228
7.9.	Завод Eugex (Италия).....	229
7.10.	Установка PRIDE (Республика Корея).....	230
8.	Обращение с радиоактивными отходами	232
8.1.	Переработка радиоактивных отходов в России.....	233
8.2.	Переработка радиоактивных отходов в США.....	238
8.3.	Переработка радиоактивных отходов во Франции.....	239
8.4.	Переработка радиоактивных отходов в Великобритании.....	250
8.5.	Переработка радиоактивных отходов в Японии.....	257
9.	Окончательная изоляция радиоактивных отходов.....	261
10.	Состояние и перспективы развития ядерных топливных циклов.....	265
10.1.	Соединенные штаты Америки.....	265

10.2.	Российская Федерация .....	272
10.3.	Великобритания.....	280
10.4.	Франция.....	282
10.5.	Бельгия.....	283
10.6.	Канада.....	285
10.7.	Федеративная Республика Германия.....	286
10.8.	Япония .....	287
10.9.	Республика Корея.....	291
10.10.	Китайская Народная Республика.....	293
10.11.	Индия.....	295
10.12.	Пакистан.....	297
10.13.	Иран.....	299
10.14.	Аргентина .....	301
10.15.	Корейская Народно-Демократическая Республика .....	301
10.16.	Италия.....	303
10.17.	Другие страны.....	305
Заключение.....		316
Список литературы и интернет-источников.....		318

## ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ

АДУ – аммоний диуранат  
АУК – аммоний уранилкарбонат  
БН – быстрый натриевый реактор  
БР – быстрый реактор  
БРУНС – безреагентное улавливание насыпным слоем  
ВАО – высокоактивные отходы  
ВОТ – виброуплотненное оксидное топливо  
ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор  
ВУРС – восточно-уральский радиоактивный след  
ВЭТС – высота эквивалентной теоретической ступени  
ГРО – газообразные радиоактивные отходы  
ГРФ – граница раздела фаз  
ГХК – горно-химический комбинат  
ДМ – делящиеся материалы  
ДПД – долгоживущие продукты деления  
ЖРО – жидкие радиоактивные отходы  
ЗРМ – золотниково-распределительный механизм  
ЕРР – единица работы разделения  
ЗЯТЦ – замкнутый ядерный топливный цикл  
ИИИ – источники ионизирующих излучений  
ЛВР – легководные реакторы  
МА – минорные актиниды  
МОКС – смешанные оксиды  
МПП – металлы платиновой группы  
НАО – низкоактивные отходы  
ОДЦ – опытно-демонстрационный центр  
ОДЭК – опытно-демонстрационный энергокомплекс  
ОТВС – отработавшая тепловыделяющая сборка  
ОЯТ – отработавшее (облученное) ядерное топливо  
ПД – продукты деления  
ПГЗРО – пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов  
ППЗРО – пункт приповерхностного захоронения радиоактивных отходов  
ПК – программный комплекс  
ПУГР – промышленный уран-графитовый реактор

РАО – радиоактивные отходы  
РБГ – радиоактивные благородные газы  
РБН – реактор на быстрых нейтронах  
РЗЭ – редкоземельные элементы  
РМПД – редкометалльные продукты деления  
САО – среднеактивные отходы  
СМОГ – силикагель-мочевинная очистка газов  
СНУП – смешанный нитрид урана и плутония  
СТУ – смесительно-транспортирующее устройство  
СХК – сибирский химический комбинат  
ТБФ – трибутилфосфат  
ТВС – тепловыделяющая сборка  
твэл – тепловыделяющий элемент  
ТРО – твердые радиоактивные отходы  
ТПЭ – трансплутониевые элементы  
ТУЭ – трансурановые элементы  
ФАРТОС – фильтр аэрозольный регенерируемый тонкой  
очистки стекловолокнистый  
ФАС – фильтр аэрозольный силикагелевый  
ФСГО – фильтр стекловолокнистый грубой очистки  
ЯТЦ – ядерный топливный цикл  
ЯЭ – ядерная энергетика

ADS – Accelerator Driven System  
ADU – Ammonium Diuranate  
AGR – Advanced Gas Reactor  
AIROX – Atomic International Reduction Oxidation  
ANL – Argonne National Laboratory  
AUC – Ammonium Uranyl Carbonate  
BARC – Bhabha Atomic Research Centre  
BNFL – British Nuclear Fuels Ltd.  
BWR – Boiling Water Reactor  
CANDU – Canadian Deuterium Uranium  
KARP – Kalpakkam Reprocessing Plant  
CEFR – China Experimental Fast Reactor  
CFR – China Fast Reactor  
CIRUS – Canada-India Reactor, United States  
CNFC – China Nuclear Fuel Corporation

CNNC – China Nuclear National Corporation  
CORAL – Compact Reprocessing of Advanced Fuels  
in Lead Cell  
DCFB – Direct Conversion Fluid Bed  
DEOX – Declading via Oxidation  
DFRP – Demonstration Fast Reactor Fuel Reprocessing Plant  
DUPIC – Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU  
HALWC – High Activity Liquid Concentration Unit  
HEPA – High-Efficiency Particulate Air  
HTAR – High Tritiated Acid Recovery Unit  
FBTR – Fast Breeder Test Reactor  
IDR – Integrated Dry Route  
IGAR – Indira Gandy Atomic Research  
INES – International Nuclear Evident Scale  
INL – Idaho National Laboratory  
INRP – Integrated Nuclear Recycle Plant  
JAERI – Japan Atomic Energy Research Institute  
JNFL – Japan Nuclear Fuel Ltd.  
LANL – Los Alamos National Laboratory  
LTAR – Low Tritiated Acid Recovery Unit  
KAERI – Korea Atomic Energy Research Institute  
LWR – Light Water Reactor  
KEPCO – Korea Electric Power Corporation  
KEPCO – Kansai Electric Power Company  
KNFC – Korea Nuclear Fuel Corporation  
MAGNOX – Magnesium Non-oxidizing  
MIMAS – Micronized Master Mix  
MOX – Mixed Oxide  
OREOX – Oxidation and Reduction of Oxide Fuel  
ORNL – Oak Ridge National Laboratory  
PFBR – Prototype Fast Breeder Reactor  
PHWR – Pressurized Heavy Water Reactor  
PNC – Power Reactor and Nuclear Fuel Development  
Corporation  
PREFRE – Power Reactor Fuel Reprocessing Facility  
PRESENT – Particle Size Control, Removal of Fission Product,  
Selective Gaseous Nuclide Trapping  
PRIDE – Pyroprocess Integrated Inactive Demonstration Facility

PRTRF – Power Reactor Thorium Reprocessing Facility  
PUREX – Plutonium-Uranium Recovery by Extraction  
RRP – Rokkasho Reprocessing Plant  
SBR – Short Binder less Route  
SGMP – Sol-Gel Microspher Pelletisation  
SWU – Separative Work Unit  
TEPCO – Tokyo Electric Power Company  
THORP – Thermal Oxide Reprocessing Plant  
TOREX – Thorium Extraction  
TRP – Tokai Reprocessing Plant  
UNGG – Uranium Naturel Graphite Gaz  
URENCO – Uranium Enrichment Company  
UTSF – Uranium-Thorium Separation Facility  
WIP – Waste Immobilisation Plant  
WNA – World Nuclear Association  
WVP – Waste Vitrification Plant

## ВВЕДЕНИЕ

Развитие широкомасштабной атомной энергетики невозможно без развертывания замкнутых ядерных топливных циклов, которые предусматривают рециклирование делящихся материалов в ядерные энергетические установки различных конструкций. В разных странах была создана промышленная инфраструктура атомной отрасли, включающая добычу урана, его обогащение по изотопу  $^{235}\text{U}$ , изготовление ядерного топлива, производство электроэнергии и радиохимическую переработку отработавшего топлива с рециклированием делящихся материалов и созданием системы безопасного и рационального обращения с радиоактивными отходами.

Если вопрос с промышленной переработкой ОЯТ практически решен созданием водно-экстракционной технологии с использованием растворов трибутилфосфата (за исключением отдельных стран, типа Южной Кореи, взявшей курс на реализацию «сухой» пироэлектрoхимической технологии), то проблема рационального обращения с радиоактивными отходами до сих пор является дискуссионным предметом.

С одной стороны, это связано с разной политикой различных стран в области охраны окружающей среды, а с другой – наличием огромного количества технологических операций (осаждение, сорбция, ультрафильтрация, обратный осмос и др.), которые применимы для окончательной изоляции отходов. Неизменным остается одно требование – технологии должны исключить попадание радионуклидов в окружающую среду в течение геологического периода времени.

В настоящей монографии рассматривается история промышленного становления атомной отрасли, ее современное состояние и перспективы развития атомной энергетики в различных странах мира. Имена собственные, географические и фирменные названия даны курсивом на официальном языке стран, за исключением стран Ближнего Востока и Юго-Восточной Азии.

## 1. ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Большинство стран начинало создание атомной отрасли с производства ядерного оружия. Исключение составляет Республика Корея, которая в середине 90-х гг., после выбора между прямым захоронением ОЯТ и его переработкой, сначала разработала технологию DUPIC (*Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU*), а затем чисто пирохимическую технологию, основанную на электрохимических процессах в расплавах хлоридных солей.

История развития атомной отрасли началась 17 декабря 1938 г., когда немецкие физики Отто Ган (нем. *Otto Hahn*) и Фриц Штрассман (нем. *Fritz Strassman*) открыли деление ядер урана при их бомбардировке нейтронами [1]. Весной 1939 г. в Третьем рейхе поняли военное значение ядерной физики и нового оружия. Летом 1939 г. началось сооружение первой в Германии реакторной установки на полигоне Куммерсдорф (*Kummersdorf*) под Берлином. Из страны запретили вывоз урана, в Бельгийском Конго закупили большое количество урановой руды. В сентябре 1939 г. был запущен секретный «Урановый проект» (нем. *Uranprojekt Kernwaffenprojekt*). Считалось, что атомное оружие будет создано уже через год. По целому ряду причин это не произошло.

После окончания Второй мировой войны большая часть физиков переехала в США. Разработка ядерного оружия началась 13 августа 1942 г. в рамках «Манхэттенского проекта» («*Manhattan Project*») в штате Нью-Мексико (*New Mexico*) близ г. Лос-Аламос (*Los Alamos*). Первое испытание ядерного оружия состоялось в июле 1945 г. на полигоне Аламогордо (*Alamogordo*) в штате Нью-Мексико. Операция по испытанию атомной бомбы получила кодовое наименование «Тринити» («*Trinity*» – «*Троица*»). Взрыв, знаменовавший собой начало ядерной эры, прогремел в 5 ч 30 мин утра по местному времени 16 июля 1945 г. Рассчитанная по показаниям прибора сила взрыва на испытании «Тринити» составила около 20 тыс. т тротилового эквивалента.

В СССР первое испытание атомной бомбы – изделия РДС-1 – проведено 29 августа 1949 г. на Семипалатинском полигоне в Казах-

стане. Мощность взрыва составила 20 тыс. т в тротиловом эквиваленте, положив начало ядерному противостоянию между США и СССР, получившее название «холодная война».

Этим событиям предшествовали разработка ядерных реакторов, создание технологий обогащения урана и радиохимического выделения плутония, которое изначально проводилось на стендовых установках [2].

Великобритания считала, что ядерное оружие, разработанное в рамках Манхэттенского проекта, является совместной собственностью, но в 1946 г. американский Конгресс принял закон Мак-Магона (англ. *McMahon Act*), который ограничил доступ других стран, включая Великобританию, к информации о ядерном оружии. Обман Америки побудил Соединенное Королевство перезапустить собственный ядерный проект «Исследование взрывчатых веществ» (англ. *High Explosive Research*). Отсутствие в стране разделительных производств вынудило ее создать реактор, в котором в качестве топлива использовался природный металлический уран, замедлителем служил графит, а теплоносителем являлся углекислый газ. Серия этих реакторов получила название MAGNOX (*от магний-алюминиевого сплава, используемого для покрытия топливных стержней – Magnesium Non-oxidizing*).

18 октября 1945 г. был создан французский Комиссариат по атомной энергии – СЕА (фр. *Commissariat à l'énergie atomique*). Этот орган, который подчинялся непосредственно премьер-министру, предназначался для проведения научных и технических исследований с целью использования ядерной энергии в различных областях промышленности, науки и обороны. 8 марта 1946 г. форт Шатийон (фр. *Fort de Chatillon*) в городе Фонтене-о-Роз (фр. *Fontenay-aux-Roses*) был передан в ведение СЕА, который соорудил в нем первый французский атомный реактор, вступивший в строй 15 декабря 1948 г. Реактор получил название ZOE (*Z – нулевая энергия (фр. Zero energie), O – оксид урана (фр. Oxyde d'uranium) и E – тяжелая вода (фр. Eau lourde)*). В этом реакторе использовалось ядерное топливо из оксида природного урана, в качестве замедлителя – тяжелая вода. У СЕА не было технических и финансовых ресурсов для обогащения природного урана его делящимся изотопом – ураном-235, Франция не могла разрабатывать и производить ядерное оружие с их использованием. Поэтому Франция (как и ранее – Великобритания)

пошла по пути использования технологии UNGG (*Uranium Naturel Graphite Gaz*).

Строительство ядерного исследовательского центра в Димоне (*Dimone*) пустыня Негев (*Negev*), Израиль, началось при помощи Франции в 1958 г. Открыт в 1964 г. В период с 1957 по 1964 г. построен тяжеловодный реактор (IRR-2) на природном уране при содействии французских фирм. Мощность реактора – 28 МВт. В 1970-х гг. с помощью Франции он был модернизирован. Не находится под контролем МАГАТЭ. Утверждается, что центр используется для выработки оружейного плутония; в различных источниках приводятся сведения, что годовая производительность составляет от 15 до 40–60 кг, и что до 2003 г. Израиль произвел 510–650 кг плутония. Официальный Израиль не подтверждает и не опровергает эти сведения. [3]

До 1964 г. только четыре страны владели ядерным оружием, причем США и СССР имели заряды на основе плутония и обогащенного урана, а Франция и Великобритания – только на основе плутония. После распада СССР, Казахстан и Украина передали свой ядерный потенциал Российской Федерации в 1992 г. Белоруссия передала ядерное оружие в 1994 г., но по соглашению 2022 г. разместила на своей территории ядерные боезаряды Российской Федерации. Единственной в мире страной, добровольно отказавшейся от ядерного оружия в 1989 г., является Южно-Африканская Республика.

В середине 70-х гг. начался перевод оборонных радиохимических предприятий на переработку топлива энергетических реакторов. В 1976 г. в СССР на базе Южной нитки завода «Б» был введен в эксплуатацию завод РТ-1 (*Регенерация Твэл*). Во Франции были построены заводы UP2, преобразованные в UP2-800 и UP3, в Великобритании – завод THORP (*Thermal Oxide Reprocessing Plant*). В США президент Картер в 1976 г. ввел запрет на переработку ОЯТ, руководствуясь проблемами нераспространения ядерного оружия и экономической целесообразностью этой операции. Страна приступила к строительству централизованного сухого хранилища Юкка Маунтин (*Yucca Mountain Nuclear Waste Repository*), которое не закончено к настоящему времени, в связи со скудностью выделяемых Конгрессом на эти цели средств. В 1981 г. президент Рейган снял запрет на радиохимическую переработку, и в 2007 г. компания MOX Services

приступила к строительству завода по переработке ОЯТ и изготовлению МОХ-топлива в Барнуэле, штат Южная Каролина [4]. Однако в 2018 г., после провалов в решении целого ряда технологических и экономических сложностей, связанных с переработкой ядерных материалов в топливо для реакторов на быстрых нейтронах, Национальное Управление по ядерной безопасности США приказало компании прекратить все работы по строительству завода, навсегда похоронив вовлечение плутония в ядерный топливный цикл. В настоящее время США окончательно встали на путь открытого ядерного топливного цикла, а прекращение собственного обогащения урана в 1993 г. поставило ядерную энергетику США в полную зависимость от импортного сырья.

Страны, избравшие путь замкнутого топливного цикла (переработку ОЯТ и рециклирование делящихся материалов), сразу столкнулись с целым рядом проблем. Наличие в составе перерабатываемых твэлов конструкционных материалов потребовало операции их разделки и рубки твэл на фрагменты, чтобы обеспечить доступ к растворению топливной композиции. Переход от металлического (оружейного) топлива к оксидным (энергетическим) композициям потребовал более жестких условий проведения этой операции. Появилась проблема нерастворимых остатков, что потребовало введения операций осветления растворов перед их экстракционной переработкой. Резко повысился уровень продуктов деления, что определило необходимость введения дополнительных промывок в структуру самой экстракционной переработке.

Реализация рециклирования Pu потребовала решения разнородных задач, включая социально-политические, правовые, научно-технические, а также задачи создания промышленной и транспортной инфраструктуры.

Современная практика использования Pu, выделенного при переработке ОЯТ легководных реакторов, ограничена рециклированием его приблизительно в 40 стандартных PWR и BWR, а также в нескольких РБН [5]. К решению этих задач примерно 50 лет тому назад подключились многие государственные и частные фирмы в Бельгии, Германии, а затем США, Франции, Японии и в других странах. Была выбрана химическая форма топлива – смешанное уран-плутониевое оксидное топливо –  $(U, Pu)O_2$ , МОКС (англ. *MOX – Mixed Oxide*).

Первый в мире опытно-промышленный быстрый реактор БН-350 был введен в эксплуатацию в 1973 г. в г. Шевченко (ныне Актау, Республика Казахстан). Аналогичный французский реактор Феникс (*Phenix*, по имени мифической птицы) был подключен к энергосети в 1973 г. В 1989 и 1990 гг. было зафиксировано четыре случая внезапного резкого снижения реактивности реактора. По шкале INES (*International Nuclear Evident Scale*) инциденты получили второй уровень. Остановлен в марте 2009 г. Японский быстрый реактор Мондзю (*Monju – от японского имени сподвижника Будды – Манджушири*) был запущен в середине 1995 г., а уже в конце 1995 г. на станции произошла утечка нескольких сот килограммов жидкого натрия. С 2000 по 2010 гг. агентство по атомной энергетике Японии пыталось перезапустить реактор, проведя огромное количество судебных разбирательств с общественностью, и окончательное разрешение на перезапуск было получено только в феврале 2010 г. Сам реактор был фактически запущен в тестовом режиме 6 мая, однако 26 августа 2010 г. на реакторе произошла новая авария – в реактор упала трёхтонная металлическая труба, повредившая сам реактор.

Первый в мире промышленный быстрый реактор БН-600 был запущен на Белоярской АЭС в 1973 г., а в 2016 г. там же был введен в эксплуатацию более мощный реактор БН-800. Планируется строительство коммерческого быстрого реактора БН(БР)-1200. Французский промышленный быстрый реактор «СуперФеникс» (*Superphenix*) мощностью 1242 МВт был введен в эксплуатацию в 1986 г., а уже в 1987 г. был закрыт из-за утечки натрия из бака системы обращения с топливом. После закрытия реактора СуперФеникс Россия осталась единственной в мире страной, обладающей промышленной быстрой ядерной энергетикой. Интерес к этому направлению проявляют Индия, строящая реактор PFBR-500 (*Prototype Fast Breeder Reactor*, 2004), и Китай, начавший строительство реактора CFR-600 (*China Fast Reactor*, 2017).

Ситуация в области атомной энергетики резко менялась после Чернобыльской катастрофы 26 апреля 1986 г. и последовавшей в 2011 г. аварии на Фукусиме-1 (*Fukushima Daiichi*). Оба инцидентам был присвоен высший 7-й балл по шкале INES.

Многие страны пересмотрели свое отношение к атомной энергетике. Италия стала первой страной, которая закрыла вообще все имевшиеся АЭС и полностью отказалась от ядерной энергетике.

Бельгия, Германия, Швейцария, Испания и Тайвань осуществляют долгосрочную политику по отказу от этого вида энергии. Некоторые страны по политическим, экономическим или техническим причинам остановили свои программы атомной энергетики и не завершили начатое строительство своих первых АЭС.

Большинство аварий происходило на реакторных комплексах, в радиохимической переработке были только взрыв емкости с высокоактивными отходами, известный по последствиям как ВУРС (*Восточно-Уральский радиоактивный след*) [6] в 1957 г. и нейтронная вспышка на заводе по производству топлива в Токай-Мура (*Tokai-Mura*) в 1999 г. [7].

На сегодняшний день радиохимические предприятия, осуществляющие коммерческую переработку ОЯТ, действуют только в России, Франции, Индии и, возможно, Китае. Россия осуществляет амбициозный проект реактора с естественной безопасностью и пристанционным циклом переработки и рефабрикации ядерного топлива. Проект предусматривает не только сжигание нептуния в составе топлива, но и трансмутацию америция [8]. На СХК (*Сибирский химический комбинат*) строится ОДЭК (*Опытно-демонстрационный энергокомплекс*) с ожидаемым вводом в эксплуатацию в 2029 г. [9]. В 2024 г. реактор БН-800 полностью переведен на МОКС-топливо [10]. На сегодняшний день Российская Федерация является мировым лидером в области атомной энергетики.

## 2. ПРОИЗВОДСТВО ОРУЖЕЙНОГО ПЛУТОНИЯ

В 1941 г. официальное сотрудничество США и Великобритании в области разработки атомного оружия было минимальным. Американцев не пускали в британский проект Тьюб Эллойс, а на предложение о финансировании всех совместных англо-американских работ, которое Теодор Рузвельт (*Theodore Roosevelt*) сделал Уинстону Черчиллю (*Winston Churchill*), последний не ответил. Тогда американцы стали трудиться в одиночку. Британцы же в июле 1942 г. осознали свое нарастающее отставание. Черчиллю пришлось договориться с Рузвельтом о кооперации. Только вот теперь уже американцы не горели желанием делиться секретами с англичанами. После ряда неприятных дипломатических моментов в августе 1943 г. сотрудничество возобновили. Тем не менее свою бомбу британцы испытали значительно позже американцев [11].

1942 г. стал прорывным для атомной программы США. К осени все материальные проблемы – с поставками чистейшего урана и графита – были успешно решены. Для постройки реактора руководитель проекта Энрико Ферми (*Enrico Fermi*) выбрал стадион Чикагского университета. Там, под трибунами, соблюдая строжайшую секретность, из графитовых блоков и брусков урана в течение всей осени собирали реактор. 2 декабря 1942 г. в нем удалось запустить самоподдерживающуюся цепную ядерную реакцию. Из-за своей конструкции реактор получил название «Чикагской поленницы» («*Chicago Pile*») или CP-1 (рис. 2.1). Реактор CP-1 был разобран и перенесен на площадку Клинтонского инженерного завода, где располагалась Ок-Риджская национальная лаборатория (*ORNL – Oak Ridge National Laboratory*).

Графитовый реактор X-10 (*X-10 Graphite Reactor; X-10 Pile*), также известный как «Клинтонская поленница» («*Clinton Pile*») – второй в мире искусственный ядерный реактор и первый реактор, спроектированный и построенный для постоянного функционирования и производства плутония (рис. 2.2). Графитовый реактор X-10, спроектированный и построенный за 11 месяцев, был запущен 4 ноября 1943 г., и уже к концу месяца произвел полграмма плутония. Этого было явно недостаточно: требовались килограммы атомной «взрывчатки».

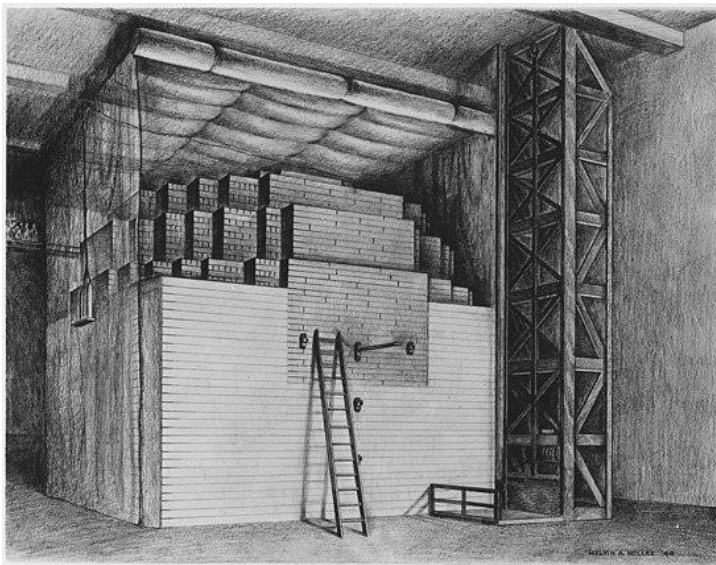


Рис. 2.1. Первый в мире ядерный реактор, известный под названием «Чикагская поленница»

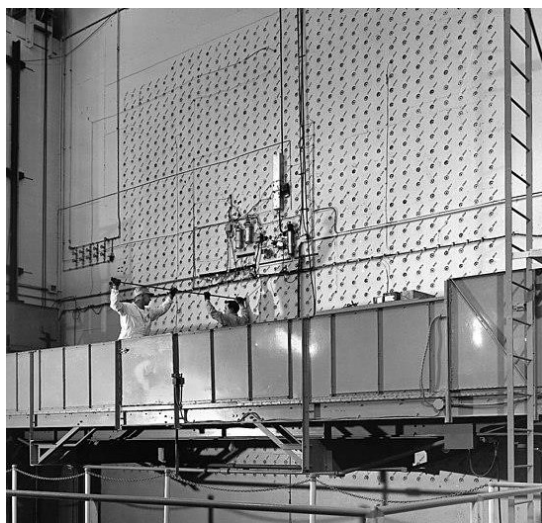


Рис. 2.2. Второй в мире уран-графитовый реактор X-10, известный под названием «Клинтонская поленница»

Реактор состоял из огромного блока графита, занимавшего по ширине 24 фута (7,3 м). В отличие от своего прототипа, в блоке было 1248 горизонтальных ромбовидных каналов, в которых ряды топливных стержней образовывали длинные пучки. Внутри каналов стержни со всех сторон обдувались воздухом. По истечении срока эксплуатации операторы загружали новые стержни проталкивая их в каналы с лицевой стороны реактора, а облученные стержни вытаскивались с обратной стороны и по наклонному желобу попадали в бассейн с водой. Через несколько недель хранения в бассейне для уменьшения радиоактивности стержни доставлялись на станцию химического разделения.

Реактор поставлял Лос-Аламосской национальной лаборатории (*LANL, Los Alamos National Laboratory*) первые значительные количества плутония. Исследования деления плутония в этих реакторных образцах привели к существенному усовершенствованию схемы бомбы пушечного типа с кодовым названием «Худыш» («*Thin Man*»), прототипом которой стала бомба «Толстяк» («*Fat Man*») с зарядом имплозивного типа.

Первым в мире промышленным реактором по производству плутония был уран-графитовый реактор «В» в Хэнфорде (*Hanford*) на тепловых нейтронах. Заработал он 26 сентября 1944 г., производительность – 6 кг плутония в месяц, мощность – 250 МВт. Тогда на той же площадке один за другим запустили три гораздо более крупных реактора «В», «D» и «F». Он содержал около 200 т металлического природного урана, 1200 т графита и охлаждался водой со скоростью 5 м<sup>3</sup>/мин, содержал 2002 канала, расположенных горизонтально. На этом реакторе был наработан плутоний-239 для бомбы «Толстяк», сброшенной 9 августа 1945 г. на японский город Нагасаки.

Станция химического разделения для X-10 доказала применимость технологии осаждения фосфата висмута для процесса соосадительного извлечения плутония, что было использовано на аналогичных станциях в Хэнфорде уже в полном масштабе.

Он был успешным для выделения плутония в существовавшей тогда чрезвычайной ситуации, но у него был существенный недостаток: невозможность извлечения урана и, как следствие, образование огромного количества радиоактивных отходов в виде пульпы, содержащих уран и продукты деления. Эти отходы и на сегодняшний день

являются «ядерным наследием», ликвидация которого протекает, но крайне медленно.

В 1974 г. американские исследователи Герберт Андерсон (*Herbert Anderson*) и Ларнед Браун Аспри (*Larned Brown Asprey*), работавшие под руководством Гленна Сиборга (*Glenn Seaborg*) в Металлургической лаборатории Чикагского университета запатентовали процесс селективного выделения урана и плутония экстракцией трибутилфосфатом. На основе этого патента ORNL в 1949 г. разработала промышленный процесс переработки облученного урана. Процесс получил название PUREX (*Plutonium-Uranium Recovery by EXtraction*) и включал селективную совместную экстракцию урана и плутония с 30 %-м раствором трибутилфосфата в инертном разбавителе, восстановительную реэкстракцию плутония и реэкстракцию урана.

В 1950 г. корпорация «Юнион карбайд нуклеар» («*Union Carbide Nuclear*») построила первый промышленный завод по переработке облученного урана по технологии PUREX на площадке в Хэнфорде. Завод проработал с 1951 по 1961 г. и был закрыт в связи с окончанием производства ядерного оружия. Впоследствии были построены перерабатывающий комплекс в Саванна-Ривер (1954 г.) и небольшой завод в Вэст-Валлей (*West Valley*), который был закрыт к 1972 г. из-за неспособности соответствовать новым нормативным требованиям.

На сегодняшний день PUREX-процесс является единственной в мире промышленной технологией переработки облученных урановых материалов, по которой работают заводы в России, Франции, Японии, Китая и Индии.

Первый действующий экспериментальный тяжеловодный реактор также был создан в Соединенных Штатах: конструкцию мощностью 300 кВт под названием CP-3 построили при Чикагском университете, по соседству со вторым, уран-графитовым чикагским реактором (по сути, собранным на другой площадке первым в мире реактором CP-1). Физический пуск CP-3 состоялся в мае 1944 г.

Особые свойства тяжелой воды были в самых общих чертах понятны и привлекли внимание специалистов еще в начале 1940-х гг. Оккупация Франции нарушила планы создания первого реактора в этой стране. Работавшие над этой темой физики бежали в Великобританию, а затем некоторые из них, вместе с британскими колле-

гами и учеными из других стран, пополнили так называемую Монреальскую лабораторию в Канаде, где стала осуществляться англо-канадская ядерная программа. С 1943 г. она тесно координировалась с Манхэттэнским проектом США.

Уже в те годы специалисты пришли к выводу, что тяжеловодный реактор может быть эффективнее и универсальнее уран-графитового в отношении наработки оружейных материалов. Однако проекты с графитом оказались быстрее в реализации при тогдашнем уровне развития технологий. Именно уран-графитовые реакторы были построены первыми сначала в США, а позже – в СССР и Великобритании.

СР-3 имел алюминиевый корпус диаметром около 1,8 м и высотой порядка 2,7 м, содержал 6,3 т тяжелой воды. В реактор вставлялось вертикально 120 стержней металлического урана природного изотопного состава в алюминиевой оболочке, длиной примерно 180 см и диаметром около 2,8 см. В 1950 г. реактор был разобран из-за предполагаемой коррозии алюминиевых частей. Затем он был отремонтирован, модернизирован и заново собран. С этого времени и до закрытия в 1954 г. установка работала на обогащенном уране.

Второй тяжеловодный реактор был пущен в сентябре 1945 г. в Канаде на берегу реки Оттава (*Ottawa River*) в провинции Онтарио (*Ontario*), на специально созданной площадке в Чок-Ривер (*Chalk River*), которая ныне является ведущим ядерным исследовательским центром этой страны.

В конце 1940-х – начале 1950-х гг. в СССР и США стали внедряться промышленные тяжеловодные реакторы. В США в 1953–1955 гг. на площадке в Саванна-Ривер (*Savannah River Site*) были приняты в эксплуатацию пять однотипных промышленных тяжеловодных реакторов «R», «P», «K», «L», «C», конструкции компании «Дюпон» (*Du Pont*), имевших проектную мощность около 400 МВт. Впоследствии фактическая мощность и советских, и американских реакторов была существенно увеличена за счет модернизаций, перевода части из них на обогащенное топливо (первоначально все проекты предусматривали использование урана природного изотопного состава) и интенсификации режимов эксплуатации.

11 февраля 1943 г. было принято постановление Государственного комитета обороны (ГКО) СССР о начале практических работ по созданию атомной бомбы. Общее руководство было возложено

на заместителя председателя ГКО В.М. Молотова, который, в свою очередь, назначил главой атомного проекта И.В. Курчатова. Главой Спецкомитета был назначен заместитель председателя ГКО и Совета народных комиссаров (СНК) СССР, нарком внутренних дел Л.П. Берия. Информация, поступавшая по каналам разведки, облегчила и ускорила работу советских ученых, но СССР пришлось в одиночку противостоять коалиции стран-участниц Манхэттенского проекта [12].

11 апреля 1943 г. была образована Лаборатория измерительных приборов № 2 Академии наук СССР (ныне – Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»), на территории которой был запущен первый на Евразийском континенте (третий в мире) уран-графитовый реактор Ф-1 («физический первый»). Физический пуск реактора состоялся 25 декабря 1946 г. В отличие от своих предшественников (цилиндрических СР-1 и СР-2), реактор имел сферическую форму диаметром около 6 м. изготовленную из рыхлых графитовых кирпичей (рис. 2.3). Вес графита составляет 400 т, урана – 50 т. В начале 2010-х гг. он все еще находился в эксплуатации как источник эталонного нейтронного излучения, его мощность составляла 24 кВт, что делало его на тот момент старейшим действующим реактором в мире.

Одновременно с пуском реактора Ф-1 в НИИ-9 (ныне – ВНИИ неорганических материалов, г. Москва) была создана опытная полупромышленная установка (У-5) для выделения микроколичеств плутония из облученных блоков. Реактор Ф-1 в сочетании с установкой У-5 являлись прототипом будущих производств на комбинате № 817 (ныне – Производственное объединение «Маяк», г. Озерск, в прошлом – Челябинск-40). Это был некий аналог комплекса ORNL с реактором X-10. Летом 1948 г. в НИИ-9 был получен королек металлического плутония массой в несколько миллиграмм.

Исследования 1947–1948 гг. позволили приступить к опытно-промышленному освоению основных процессов, а также созданных для них установок и оборудования непосредственно на комбинате. 19 апреля 1949 г. сотрудниками специальной объединенной бригады, возглавлявшийся А.А. Бочваром, совместно с сотрудниками комбината был получен первый слиток промышленного плутония массой 9 г.

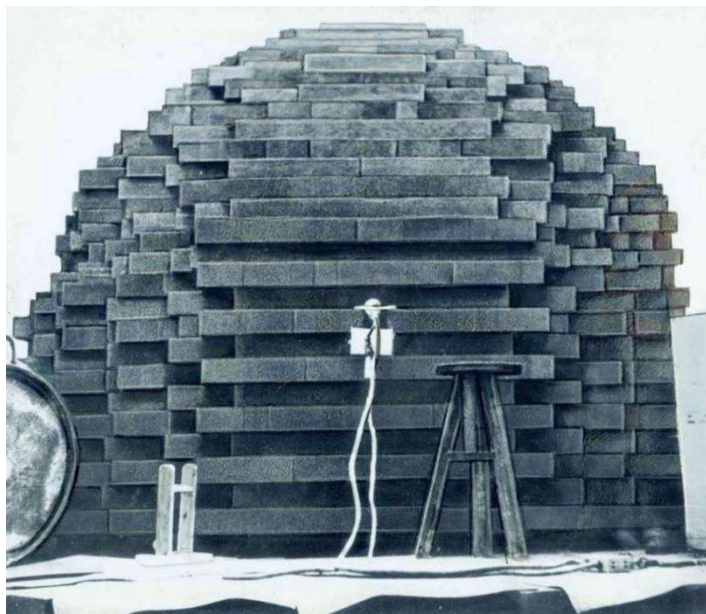


Рис. 2.3. Первый в Евразии (третий в мире) уран-графитовый реактор Ф-1

8 июня 1948 г. на ФГУП «ПО «Маяк» был пущен первый в стране уран-графитовый промышленный реактор А («Аннушка»). Основным отличием ПУТРов в США и СССР было то, что американские реакторы были с горизонтальными каналами, а наши – с вертикальными. Цилиндрическая активная зона реактора была диаметром 9,2 м и высотой в 9,2 м. Графитовые колонны были составлены из блоков 600 мм высотой с квадратным сечением 200×200 мм и центральным отверстием диаметром 44 мм. Графитовая кладка пронизывалась по вертикали 1200 тонкостенными алюминиевыми трубами с толщиной стенок в 1 мм, через которые протекала вода и в которых располагались урановые блочки (диаметр – 35 мм, высота – 100 мм) с оболочкой из алюминиевого сплава. В каждый канал загружалось 74 блочка. В нижней части труб они упирались в разгрузочное устройство, которое при необходимости могло выдавать по одному блочку из любой вертикальной трубы. Под собственным весом блочки падали в воду и попадали в шахту перегрузки.

Затем они поступали в транспортную галерею, где хранились под слоем воды два месяца, после чего шли на переработку.

Всего за годы существования предприятия на ПО «Маяк» работали десять промышленных реакторов, два из которых эксплуатируются в настоящее время. Среди них пять промышленных уран-графитовых реакторов – А, АИ, АВ-1, АВ-2 и АВ-3, были введены в строй в период с 1948 по 1952 гг. Их первоначальные сроки службы были небольшими, но проработали они по 30 с лишним лет, модернизируясь во время капитальных ремонтов. Остановлены они были в период с 1987 по 1990 г., и с тех пор на них ведутся работы по выводу из эксплуатации.

В период с 1953 по 1964 г. на площадках Сибирского химического комбината в Томской области (ранее Томск-7, ныне – г. Северск) были сооружены и пущены в эксплуатацию ПУГРы И-1, ЭИ-2, АДЭ-3, АДЭ-4, АДЭ-5. Реактор И-1 предназначался исключительно для наработки оружейного плутония, остальные реакторы совмещали в себе функции наработки плутония и производства электроэнергии. Впервые в мире эти функции совместил в себе реактор ЭИ-2. С пуском этого реактора в 1958 г. заработала первая очередь Сибирской АЭС мощностью 100 МВт, которая стала второй атомной станцией в СССР после Обнинской, пущенной четырьмя годами ранее. Реакторы серии АДЭ по мере их ввода в эксплуатацию поэтапно наращивали мощность Сибирской АЭС. С пуском АДЭ-5 мощность станции составила 600 МВт.

Горно-химический комбинат, третий комбинат по наработке плутония в СССР, – предприятие уникальное, расположенное под землей, в скальном массиве (рис. 2.4). На площадке ФГУП «ГХК» под Красноярском (ранее Красноярск-26, ныне – г. Железногорск) были расположены три ПУГРа – АД, АДЭ-1 и АДЭ-2. Вместе со вспомогательным оборудованием и коммуникациями они размещены в горных выработках скального массива – в шахтах, облицованных монолитным бетоном. Реакторы располагались в скальном грунте на глубине около 200 м в поперечных выработках шириной 8–18 м, длиной 60–80 м и высотой 5–30 м. Последний реактор – АДЭ-2 – удалось закрыть только в 2012 г., после ввода энергозамещающей ТЭЦ.



Рис. 2.4. Въезд на площадку Горно-химического комбината

Опыт работы уран-графитовых реакторов в СССР не только дал стране материал для ядерного оружия с избытком, который до сих пор утилизируется даже в виде топлива для обычных АЭС, но и открыл путь к мирной атомной энергетике.

Британское правительство считало, что ядерное оружие, разработанное в рамках Манхэттенского проекта, является совместной собственностью, но в 1946 г. американский Конгресс принял закон МакМагона (*McMahon Act*), который ограничил доступ других стран, включая Великобританию, к информации о ядерном оружии. Обман Америки побудил Соединенное Королевство перезапустить собственный ядерный проект «Исследование взрывчатых веществ» («*High Explosive Research*»). Изначально это был гражданский проект. Первый ядерный реактор в Великобритании – графитовая экспериментальная установка с низкой энергией (*GLEEP, Low-Energy Experimental Pile*) запущен 15 августа 1947 г. в графстве Оксфордшир (*Oxfordshire*). Он был построен на территории исследовательского центра атомной энергии (*Atomic Energy Research Establishment*), бывшего аэродрома Королевских ВВС, недалеко от Харуэлла (*Harwell*) в Оксфордшире (тогда – *Беркшир, Berkshire*), в

авиационном ангаре. Это был графитовый реактор с воздушным охлаждением, в котором использовалось 11 500 стержней из природного урана, вставленных в 676 горизонтальных топливных канала. При нормальной выходной мощности всего три киловатта он первоначально использовался для исследований конструкции и эксплуатации реактора, а затем для калибровки приборов для измерения нейтронного потока. Реактор имел исключительно долгий срок службы для – 43 г. (как и советский Ф-1), остановлен в 1990 г. и в октябре 2004 г. выведен из эксплуатации.

10 августа 1945 г. премьер-министр Великобритании Клемент Эттли (*Clement Attlee*) создал подкомитет Кабинета министров – «Комитет по атомной бомбе», известный как Комитет 75-го поколения (*Gen – Generation, a 75 – номер специального комитета кабинета министров*) для изучения возможности реализации программы создания ядерного оружия. В октябре 1945 г. он принял рекомендацию возложить ответственность за разработку проекта на Министерство снабжения. Управление «Тьюбе Эллойс» было переведено из Департамента научных и промышленных исследований в Министерство снабжения 1 ноября 1945 г. Для координации усилий лорд Чарльз Портал (*Charles Portal*), начальник штаба ВВС военного времени, был назначен контролером производства атомной энергии с прямым доступом к премьер-министру [1].

Два газоохлаждаемых реактора с графитовым замедлителем в Уиндскейле (*Windscale*), производящие первый британский плутоний-239 оружейного качества (*Windscale Pile – британская (уиндскейльская) поленница*) и связанный с ними перерабатывающий завод первого поколения (*First Generation Reprocessing Plant*) стали центральными в британской программе производства плутония-239 оружейного качества в 1950-х гг. Реактор № 1 введен в эксплуатацию в октябре 1950 г. после трех лет с начала строительства. Реактор № 2 начал работать в июне 1951 г.

Исследовательский центр по атомной энергии (*AERE – Atomic Energy Research Establishment*) был основан в Харуэлле, к югу от Оксфорда, под руководством Кокрофта (*John Cockcroft*). Кристофер Хинтон (*Christopher Hinton*) согласился контролировать проектирование, строительство и эксплуатацию новых объектов атомного оружия. К ним относился новый урановый завод в Спрингфилдсе

(*Springfields*), ядерные реакторы и плутониевые перерабатывающие предприятия в Уиндскейле.

18 октября 1945 г. был создан французский Комиссариат по атомной энергии – СЕА (*Commissariat a l'energie atomique*). Этот орган, который подчинялся непосредственно премьер-министру, предназначался для проведения научных и технических исследований с целью использования ядерной энергии в различных областях промышленности, науки и обороны. Первые два человека, руководившие СЕА, – Фредерик Жолио-Кюри (*Frederic Joliot-Curie*), как верховный комиссар по научным и техническим вопросам, и Рауль Дотри (*Raoul Dautry*), как генеральный администратор.

8 марта 1946 г. форт Шатийон (*Fort de Chatillon*) в городе Фонтене-о-Роз (*Fontenay-aux-Roses*) был передан в ведение СЕА, который соорудил в нем первый французский атомный реактор, вступивший в строй 15 декабря 1948 г. Реактор получил название ZOE (*Z* – нулевая энергия (*Zero energie*), *O* – оксид урана (*Oxyde d'uranium*) и *E* – тяжелая вода (*Eau lourde*)). В этом реакторе использовалось ядерное топливо из оксида природного урана, в качестве замедлителя – тяжелая вода. Реактор вырабатывал всего несколько киловатт энергии, но с его помощью можно было исследовать ядерные реакции и производить радиоэлементы для исследований и промышленности.

Поскольку у СЕА не было технических и финансовых ресурсов для обогащения природного урана его делящимся изотопом – ураном-235, Франция не могла разрабатывать и производить ядерное оружие с их использованием. Поэтому Франция (как и ранее – Великобритания) пошла по пути использования технологии UNGG (*Uranium Naturel Graphite Gaz*).

До 1964 г. только эти четыре страны владели ядерным оружием, причем США и СССР имели заряды на основе плутония и обогащенного урана, а Франция и Великобритания – только на основе плутония. Казахстан и Украина после распада СССР передали свой ядерный потенциал Российской Федерации в 1992 г. Белоруссия передала ядерное оружие в 1994 г., но по соглашению 2022 г. разместила на своей территории ядерные боезаряды Российской Федерации. Единственной в мире страной, добровольно отказавшейся от ядерного оружия в 1989 г., является Южно-Африканская Республика.

### 3. ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

К середине 1980-х гг. сформировалось понятие ядерного топливного цикла (ЯТЦ), как совокупности технологических процессов, обеспечивающих экономичное и безопасное получение энергии на стационарных (атомные электростанции (АЭС) и атомные станции теплоснабжения) и транспортных (плавучие АЭС, атомные ледоколы, подводные лодки) ядерных энергетических установках с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах (рис. 3.1) [13].

Этапы ядерного топливного цикла включают добычу урановой руды, ее обогащение, извлечение урана и его глубокую очистку, изотопное обогащение по  $^{235}\text{U}$ , получение из обогащенного урана материала, пригодного для загрузки в реактор, изготовление тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) и сборок из них, получение тепловой энергии при сжигании топлива в ядерных энергетических установках, переработку отработавшего ядерного топлива с выделением ценных компонентов (U, Pu, радионуклидов медицинского и промышленного использования), кондиционирование радиоактивных отходов, промежуточное хранение и окончательное захоронение радиоактивных отходов. Если ядерный топливный цикл организован таким образом, что из отработавшего ядерного топлива извлекают невыгоревший уран и накопившийся плутоний, которые затем направляют для изготовления новых ТВЭЛов и тепловыделяющихборок, то такой цикл называется *замкнутым* (ЗЯТЦ). Если отработавшее топливо не перерабатывается, и делящиеся материалы не возвращаются в топливный цикл, то цикл – открытый.

Страны, выбравшие ЗЯТЦ, в большинстве случаев развивают двухкомпонентную ядерную энергетику: на нижнем уровне происходит генерирование электроэнергии в реакторах на тепловых нейтронах, на верхнем уровне – производство электроэнергии и утилизация образующихся плутония и минорных актиноидов. В качестве реакторов верхнего уровня в различных национальных концепциях рассматриваются быстрые реактора или специализированные электроядерные установки. Концепция этих установок была предложена в 2006 г. Карло Руббиа (*Carlo Rubbia*) и получила название системы, управляемой ускорителем (*Accelerator Driven System, ADS*).

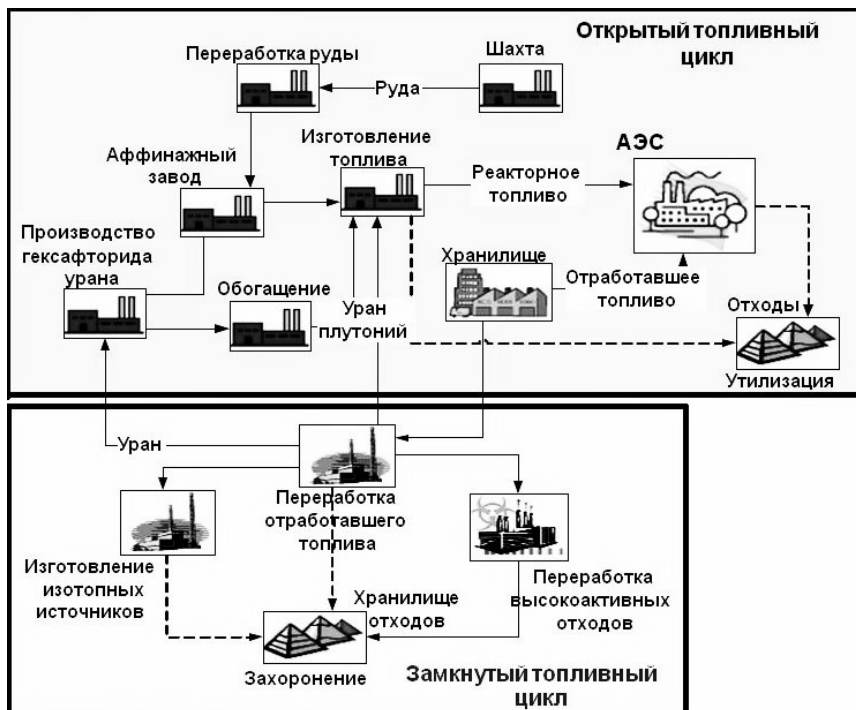


Рис. 3.1. Ядерный топливный цикл

Классическая ADS включает в себя ускоритель протонов, окруженный мишенью (как правило, из свинца или сплава из свинца и висмута), которая помещена в активную зону подкритического ядерного реактора (реактор производит деление без достижения критичности, а использует дополнительные нейтроны из внешнего источника). Часть электроэнергии, вырабатываемой ADS, используется для энергопитания самого ускорителя, и при выключении тока цепная реакция в реакторе прекращается.

США и целый ряд стран используют открытый ЯТЦ и окончательное захоронение ОЯТ после его выдержки до приемлемого уровня тепловыделения. СССР изначально взял курс на создание замкнутого ЯТЦ и широкомасштабное развитие атомной энергетики.

Различают реакторную (парк ядерных энергетических установок) и вне реакторную (добыча урана, аффинаж урановых концентратов, изготовление ядерного топлива, радиохимическая переработка

ОЯТ, обращение с РАО) составляющие ЗЯТЦ. Первые три компонента доректорной части ЗЯТЦ размещаются сегментарно без привязки к действующему парку реакторов, а производимые продукты перемещаются между производствами в соответствии с их логистикой вплоть до загрузки свежего топлива в реактор. Отработавшее топливо после выгрузки из реактора хранится в пристанционном бассейне для охлаждения до уровня, предъявляемого требованиями к транспортировке (3–5 лет), после чего перевозится к месту его централизованной переработки. Рециклируемые материалы (U, Pu, Np) возвращаются на предприятия по изготовлению топлива. Радиоактивные отходы отверждаются и отправляются в пункты временного хранения, а затем – окончательного захоронения.

Иной подход реализуется в рамках российской концепции «Прорыв», в соответствии с которой комплекс радиохимической переработки и изготовления топлива располагается на одной площадке с реактором. Преимуществами данной концепции являются:

- отсутствие перевозок делящихся материалов и, соответственно, обеспечение гарантий нераспространения;
- возможность переработки топлива с короткой выдержкой (1–2 г. при соответствующей технологии переработки) и сокращение количества делящихся материалов в незавершенном производстве;
- локализация всех видов радиоактивных отходов (как реакторных, так и отходов радиохимического комплекса) на одной площадке и снижение риска их распространения в окружающую среду.

Похожие подходы предполагала американская инициатива GNEP и в настоящее время рассматривается Департаментом по атомной энергии Индии.

## 4. ДОБЫЧА УРАНА

Уран является редким радиоактивным металлом, по распространенности он находится на 38 месте. Его довольно много в земной коре, однако он очень рассеян и не образует мощных месторождений. В чистом виде он практически не встречается, поэтому его выделяют из минералов. Наиболее распространенным минералом урана считается урановая смолка, которая также известна как настуран. Помимо самого урана, в состав этого минерала входят радий, актиний, полоний и другие элементы – продукты радиоактивного распада его изотопов [14].

Встречающийся в природе уран состоит из трех основных изотопов: уран-238 (99,2739–99,2752 % естественного содержания), уран-235 (0,7198–0,7202 %), уран-234 (0,0050–0,0059 %). Все три изотопа радиоактивны (т. е. радиоизотопами), а наиболее распространенным и стабильным является уран-238 с периодом полураспада  $4,4683 \times 10^9$  лет. Две трети мирового производства урана приходится на три страны: Казахстан, Канаду и Намибию (табл. 4.1).

Существует три основных вида добычи урана:

- открытый (карьерный), применяемый в случаях, когда урановая руда находится на поверхностных слоях земной коры; пласт породы вскрывается эскаваторами, руду загружают в карьерные самосвалы и отправляют в перерабатывающий комплекс;

- подземный (шахтный), применяемый при глубоком расположении радиоактивного материала; бурится вертикальная шахта глубиной до двух километров, и руду поднимают при помощи специальных грузовых лифтов; порода измельчается и очищается от примесей, в результате чего остается только осадок солей урана – так называемый «желтый кек» («*Yellow Cake*»), который после процесса прокаливания превращается в закись-окись урана, являющуюся рыночным продуктом;

- скважинное подземное выщелачивание в корне отличается от первых двух способов; в этом случае бурят шесть скважин по углам шестиугольника, через которые в руду закачивают серную кислоту; после этого, в центре бурят еще одну скважину, которая используется для извлечения насыщенного солями урана раствора; он

Таблица 4.1. Список стран по производству топливного урана по данным Всемирной ядерной ассоциации (*World Nuclear Association, WNA*)

Страна	2015 г., т	2016 г., т	2017 г., т	2018 г., т	2019 г., т	2020 г., т	2021 г., т	Доля в мире, 2020 г., %
Казахстан	23607	24689	23321	21705	22808	19477	21819	45,1
Намибия	2993	3654	4224	5525	5476	5413	5753	11,9
Канада	13325	14039	13116	7001	6938	3885	4693	9,7
Австралия	5654	6315	5882	6517	6613	6203	4192	8,7
Узбекистан	2385	3325	3400	3450	3500	3500	3500	7,2
Россия	3055	3004	2917	2904	2911	2846	2635	5,5
Нигер	4116	3479	3449	2911	2983	2991	2248	4,7
Китай	1616	1616	1692	1885	1885	1885	1885	3,9
Индия	385	385	421	423	308	400	615	1,3
Украина	1200	808	707	790	800	744	455	0,9
ЮАР	393	490	308	346	346	250	385	0,7
Иран	38	0	40	71	71	71	75	0,2
Пакистан	45	45	45	45	45	45	45	< 0,1
Бразилия	40	44	0	0	0	15	29	< 0,1
США	1256	1125	940	582	58	6	8	< 1
Чехия	155	138	0	0	0	0	0	0
Румыния	77	50	0	0	0	0	0	0
Франция	2	0	0	0	0	0	0	0
Германия	0	0	0	0	0	0	0	0
Малави	0	0	0	0	0	0	0	0
% от мирового спроса	98	96	93	80	81	74	77	–

пропускается через ионообменные колонны для извлечения и очистки урана; далее из смолы изготавливается желтый кек, из него – закись-окись урана; последний способ, хоть и является наиболее экологичным, но применим не ко всем урановым рудам.

В табл. 4.2 и 4.3 представлены ведущие производители топливного урана и применяемые способы его добычи.

Собственные запасы урана в России невелики. Крупнейшим в России и одним из крупнейших уранодобывающих предприятий в мире является Приаргунское производственное горно-химическое

Таблица 4.2. Крупнейшие месторождения урана и их разработчики по состоянию на 2019 г.

Месторождение	Страна	Компания	Способ добычи	Производство, т	Доля в мире, %
Сигар Лейк ( <i>Cigar Lake</i> )	Канада	Cameco/Orano	Подземный	6924	13
Хусаб ( <i>Husab</i> )	Намибия	Swakop Uranium	Открытый	3400	6
Олимпик Дам ( <i>Olympic Dam</i> )	Австралия	ВНР Billiton	Подземный	3364	6
Муюнкум и Торткудук	Казахстан	Казатомпром (49 %) / Orano (51 %)	Подземное выщелачивание	3252	6
Инкай	Казахстан	Казатомпром (60 %) / Cameco (40 %)	Подземное выщелачивание	3209	6
Буденовское	Казахстан	Казатомпром (51 %) / Uranium One (49 %)	Подземное выщелачивание	2600	5
Рессинг ( <i>Rössing</i> )	Намибия	Rio Tinto	Открытый	2076	4
Арлит ( <i>фр. Arlit</i> )	Нигер	Orano	Открытый	1912	4
Центральный Мынкудук	Казахстан	Казатомпром	Подземное выщелачивание	1964	4
Южный Инкай	Казахстан	Казатомпром/ Uranium One	Подземное выщелачивание	1601	3

объединение (ППГХО) им. Е.П. Славского – градообразующее предприятие города Краснокаменска, самое большое многопрофильное горнодобывающее предприятие Забайкальского края. Ведет добычу урана шахтным способом на урановых и молибден-урановых месторождениях Стрельцовского рудного поля (запасы и ресурсы на 1 января 2020 г. составляют 97,2 тыс. т). ППГХО занимает первое место в России по добыче урана. По итогам 2019 г. произведено 1600 т закиси-оксида урана.

Таблица 4.3. Ведущие производители урана по состоянию на 2019 г.

Компания	Производство, т	Доля в мире, %
Kazatomprom	12229	22
Cameco (Canadian Mining and Energy Corporation)	4754	9
Uranium One	4624	8
CNNC (China National Nuclear Corporation)	3961	7
CGNPC (China General Nuclear Power Group)	3871	7
НГМК (Навоийский горно-металлургический комбинат)	3500	6
BHP BHP (Broken Hill Proprietary) Billiton	3364	6
АРМЗ (Атомредметзолото)	2904	5
Energy Asia	2122	4
General Atomics/ Quasar	1764	1
Sopamin	1032	2
Rio Tinto	1016	2
ВостГОК (Восточный горно-обогатительный комбинат)	801	1
Другие	3001	5

Самое перспективное предприятие Уранового холдинга «АРМЗ» Госкорпорации «Росатом» – акционерное общество «Хиагда» – находится в Баунтовском эвенкийском районе Республики Бурятия. Добыча урана ведется высокоэффективным и экологически безопасным методом скважинного подземного выщелачивания.

«Далур» (зарегистрировано в 2001 г.) – первое в России предприятие по добыче урановых руд способом подземного выщелачивания. Предприятие расположено в Далматовском районе (Курганская область). в 2019 г. предприятием добыто 595 т урана, произведено 230 кг оксида скандия.

Российские предприятия добывают около 13 % мирового урана, но если учесть, что контрольные пакеты акций Казатомпрома, НГМК и ВостГОКа принадлежат Росатому, то эта организация контролирует более 40 % мировой добычи урана и около 70 % мировых запасов урана.

## 5. ИЗГОТОВЛЕНИЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Процесс изготовления ядерного топлива на основе обогащенного по изотопу  $^{235}\text{U}$  включает:

- фторирование сырьевой закиси-окиси урана;
- обогащение летучего  $\text{UF}_6$  разделением изотопов;
- конверсию фторида урана в его диоксид керамического сорта;
- изготовление топливных элементов, преимущественно таблеток.

Первые три операции проводятся на одной производственной площадке и составляют сублиматно-разделительный комплекс. Изготовление твэлов, снаряжение и сборка ТВС может производиться в других местах. Как и сырьевая закись-окись урана, порошок обогащенного  $\text{UO}_2$  и сами сборки являются объектом рыночных услуг.

В зависимости от типа реакторной установки используют оксидное, металлическое, нитридное или карбидное топливо. Наиболее распространенным является оксидное топливо, в виде двуоксида урана (табл. 5.1). Это топливо, различного обогащения по  $^{235}\text{U}$ , используется в тепловых, быстрых, исследовательских реакторах и транспортных ЯЭУ.

Металлическое топливо на основе природного урана используется в газоохлаждаемых (MAGNOX) и тяжеловодных реакторах (CANDU). В России в сентябре 2023 г. на Сибирском химическом комбинате (АО «СХК»), предприятием Топливной компании Росатома АО «ТВЭЛ» в г. Северск Томской области, было запущено опытное производство нитридного топлива для обеспечения опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) реактора БРЕСТ-300-ОД. Карбидное топливо используется в быстрых реакторах и ЯЭУ специального, в основном, космического базирования. Силицидное топливо применяется в исследовательских установках.

### 5.1. Сублиматное производство

В сороковые годы гексафторид урана получали фторированием закиси-окиси или тетрафторида урана в лодочках. Сырье засыпали в лодочки, ставили в полочные печи, подавался фтор. После нагревания печи до  $300\text{ }^\circ\text{C}$  начиналась реакция. Метод был неудобен,

Таблица 5.1. Свойства оксидного, карбидного, нитридного и металлического топлива для быстрых реакторов

Свойство	$(U_{0,8}Pu_{0,2})O_2$	$(U_{0,8}Pu_{0,2})C$	$(U_{0,8}Pu_{0,2})N$	U-19Pu-10Zr
Теоретическая плотность, г/см <sup>3</sup>	11,04	13,58	14,32	15,73
Температура плавления, К	3023	2750	3070	1400
Теплопроводность Вт/(м · К), 1000 К	2,6	18,8	15,8	25
Кристаллическая структура (тип)	Флюорит	NaCl	NaCl	$\gamma$ (> 973 К)
Коэффициент размножения	1,1–1,15	1,2–1,25	1,2–1,25	1,35–1,4
Обращение	На воздухе	Инертная атмосфера	Инертная атмосфера	Инертная атмосфера
Возможность растворения и переработки	Продемонстрирована в промышленном масштабе для водной и пилотном - для пиропроцесса	Завод запущен в Индии в декабре 2023 г.	Растворение легкое, но при переработке существует риск <sup>14</sup> C	Переработка продемонстрирована на пилотной установке

процесс носил периодический характер. Поверхность фторируемого реагента быстро оплавлялась, реакция замедлялась.

Следующим шагом в развитии технологии фторирования стало применение шнековых секционных печей. Фторируемый агент перемещался шнеком из одной секции в другую, где находились раз-

личные температурные режимы. В пятидесятые годы были разработаны реакторы кипящего слоя (РКС), которые и сейчас применяются для фторирования технического (неочищенного) сырья [15].

Наиболее производительным и качественным способом получения гексафторида урана стало разработанное в шестидесятые годы фторирование в факеле в так называемых пламенных реакторах. Существует два типа пламенных реакторов – с широкой зоной горения и узкой. Фтор через специальные форсунки подается в поток тетрафторида и воспламеняет его. Образуется факел грушевидной формы. Внутри факела теоретически достигается температура 1600 °С. Для защиты стенок реактора применяется водяное охлаждение. В верхней части реактора температура стенок 600–700 °С, в нижней части температура в пределах 500 °С. Для снижения температуры горения фтор разбавляют азотом до содержания 30 %. В факеле сгорает большая часть поступающего тетрафторида. Часть тетрафторида превращается в переходные фториды, которые догорают в нижней части реактора. Существует другой тип пламенных реакторов – верхняя часть заужена, нижняя шире. В таких аппаратах в месте подачи фтора скорость и плотность сырья наибольшая, оно «пропитывается» фтором и воспламеняется в нижней зоне реактора.

Обычно в промышленных процессах используется два реактора. Первый – пламенный реактор, второй – реактор дожигания фтора. Процесс идет противотоком. Во втором реакторе идет фторирование тетрафторида до промежуточных фторидов, и догорание остаточного фтора. Поскольку концентрация фтора мала, то реакция во втором реакторе идет без воспламенения. В первый реактор подается частично профторированная смесь и чистый фтор. После первого реактора выходит смесь гексафторида урана (75 %), фтора (10 %) и азота (15 %) – эту смесь направляют на разделение. Разделение происходит в десублиматоре. Десублиматор охлаждается рассолом до –20 °С, и из смеси выпадает твердый гексафторид, фтор и азот не конденсируются. На выходе из второго реактора также ставится десублиматор и колонка химвсасывателя.

## 5.2. Обогащение урана

Первым обогатительным процессом было электромагнитное разделение изотопов урана, которое проводилось на калютронах (*Calutron*). Калютрон был разработан Эрнестом Лоуренсом (*Ernest Lawrence*) и основан на его более раннем изобретении, циклотроне. Его название произошло от Калифорнийского университета и в честь института Лоуренса, Калифорнийского университета, где он был изобретен. Калютроны (рис. 5.1) использовались на промышленном заводе по обогащению урана в Ок-Ридже (*Oak Ridge*), штат Теннесси (*Tennessee*). Обогащенный там уран был использован в атомной бомбе «Малыш» («*Little Boy*»), которая была взорвана над Хиросимой 6 августа 1945 г.

Изотопное обогащение проводилось в два этапа: сначала получали  $^{235}\text{U}$  15 %-го обогащения, который на другом заводе доводили до 90 %. Все работы проводились в режиме строжайшей секретности

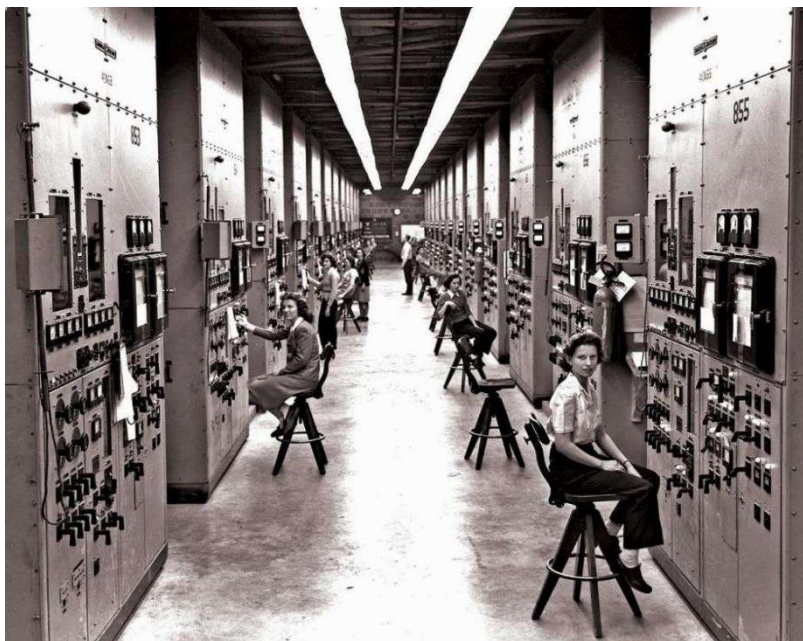


Рис. 5.1. Зал операторской калютронов.  
Работающие девушки даже не подозревают, что они производят

и потребовали невероятных затрат, вплоть до того, что в США не хватило меди для обмоток электромагнитов и было использовано серебро из запасов государственного казначейства.

При расчете процессов разделения бинарных смесей изотопов [16] обычно используется потенциал разделения

$$V(C) = (2C - 1) \ln \left( \frac{C}{1 - C} \right), \quad (5.1)$$

где  $C$  – концентрация ценного изотопа. Этот потенциал был введен П. Дираком (*Paul Dirac*) и Р. Пайерлсом (*Rudolf Peierls*) при рассмотрении бесконечно малых приращений функции ценности изотопной смеси в разделительном элементе.

Изотопное разделение характеризуется коэффициентом разделения  $\alpha$ , который в простейшем случае бинарной смеси определяется как

$$\alpha = \frac{C_1 / (1 - C_1)}{C_0 / (1 - C_0)}, \quad (5.2)$$

где  $C_0$  – концентрация одного из изотопов в исходном веществе;  $C_1$  – его концентрация в одном из исходных продуктов.

В качестве меры усилий, затрачиваемых на разделение данного количества материала исходного изотопного состава на две фракции с различными изотопными составами, используется единица работы разделения ЕРР (англ. *Separative Work Unit – SWU*), имеющая размерность килограмма (рис. 5.2). Работа разделения в ЕРР определяется по формуле

$$U = P(2C_P - 1) \ln \left( \frac{C_P}{1 - C_P} \right) + W(2C_W - 1) \ln \left( \frac{C_W}{1 - C_W} \right) - F(2C_F - 1) \ln \left( \frac{C_F}{1 - C_F} \right), \quad (5.3)$$

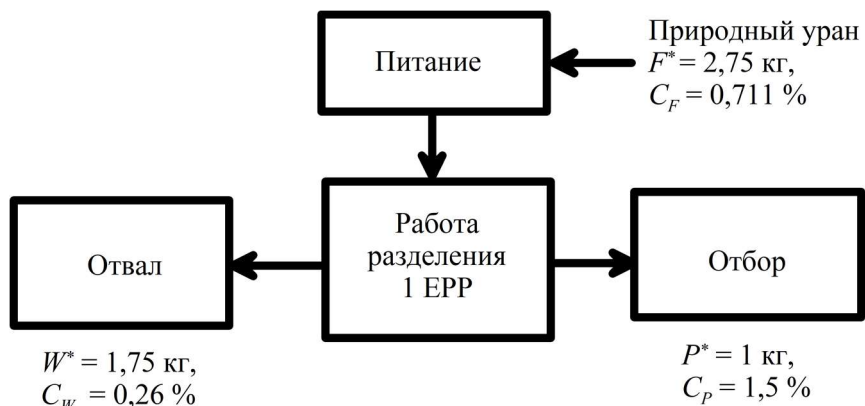


Рис. 5.2. Схематическое изображение единицы работы разделения

где  $P$ ,  $W$ ,  $F$  – массы обогащенного продукта, обедненного отвала и израсходованного сырья, соответственно;  $C_P$ ,  $C_W$ ,  $C_F$  – концентрации изотопа в продукте, отвале и сырье, соответственно.

Для изотопного разделения применяют следующие группы методов: электромагнитные (включая пламенные), газодинамические, физико-химические и оптические (главным образом, лазерные). Электромагнитные и оптические методы позволяют в однократном процессе с помощью единичного разделительного устройства сепаратора получать высокий коэффициент разделения  $\alpha$ , достигающий нескольких тысяч. Для газодинамических и физико-химических методов изотопного разделения характерны низкие коэффициенты разделения в однократном процессе:  $\alpha - 1 \ll 1$ , для заметного изотопного обогащения процесс многократно повторяется, для чего большое количество газодинамических сепараторов объединяют в каскады, а физико-химические процессы осуществляют в многоступенчатых колоннах (рис. 5.3 и 5.4).

Газовая диффузия была разработана Френсисом Саймоном (*Francis Simon*) и Николасом Курти (*Nicholas Kurti*) в лаборатории Кларендона (*Clarendon*), Великобритания, в 1940 г. для создания атомной бомбы в рамках проекта Тьюб Эллойс (*Tube Alloys*). Это первый разработанный процесс, способный производить обога-



Рис. 5.3. Каскад газодиффузионных ступеней разделения изотопов урана

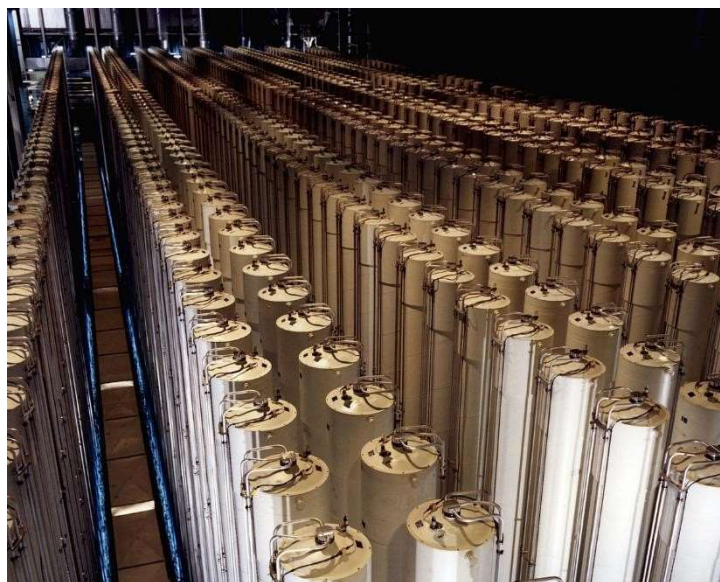


Рис. 5.4. Каскад газовых центрифуг для разделения изотопов урана

щенный уран в промышленных количествах. Технология сводится к пропусканию газообразного гексафторида урана ( $UF_6$ ) через полупроницаемые мембраны, на которых осуществляется разделение изотопов. Прототип установки был изготовлен компанией «Метрополитан Викерс» («*Metropolitan-Vickers*») в Траффорд-парке (*Trafford Park*), Манчестер (*Manchester*), для компании «М.С. Фэктори» («*M.S. Factory*»), Валлей (*Valley*). Работа была позже передана в Соединенные Штаты, когда проект Тьюб Эллойс стал частью более позднего Манхэттенского проекта

Газовая диффузия была разработана Френсисом Саймоном (*Francis Simon*) и Николасом Курти (*Nicholas Kurti*) в лаборатории Кларендона (*Clarendon*), Великобритания, в 1940 г. для создания атомной бомбы в рамках проекта Тьюб Эллойс (*Tube Alloys*). Это первый разработанный процесс, способный производить обогащенный уран в промышленных количествах. Технология сводится к пропусканию газообразного гексафторида урана ( $UF_6$ ) через полупроницаемые мембраны, на которых осуществляется разделение изотопов. Прототип установки был изготовлен компанией «Метрополитан Викерс» («*Metropolitan-Vickers*») в Траффорд-Парке (*Trafford Park*), Манчестер (*Manchester*), для компании «М.С. Фэктори» («*M.S. Factory*»), Валлей (*Valley*). Работа была позже передана в Соединенные Штаты, когда проект Тьюб Эллойс стал частью более позднего Манхэттенского проекта.

В начале 1930-х французский химик Эмиль Анрио (*Emile Henriot*) придумал раскручивать центрифугу воздухом сверху через бесконтактный подшипник. Американский физик Джесси Бимс (*Jesse Beams*) из университета Вирджинии (*Virginia*) сначала применил этот принцип в высокоскоростной камере, а в 1934 г. провел первый удачный опыт разделения изотопов хлора с помощью газовой центрифуги.

Перспективы применения газовых центрифуг для обогащения урана рассматривались в рамках Манхэттенского проекта. Бимс участвовал в проекте в качестве руководителя группы проектировщиков университета Вирджинии. Первые машины были построены исследовательской лабораторией фирмы «Вестингауз» («*Westinghouse*»). Важнейшим элементом газовой центрифуги является ротор, вращающийся в специальном вакуумированном кожухе с огромной скоростью (рис. 5.5). При увеличении оборотов ротор

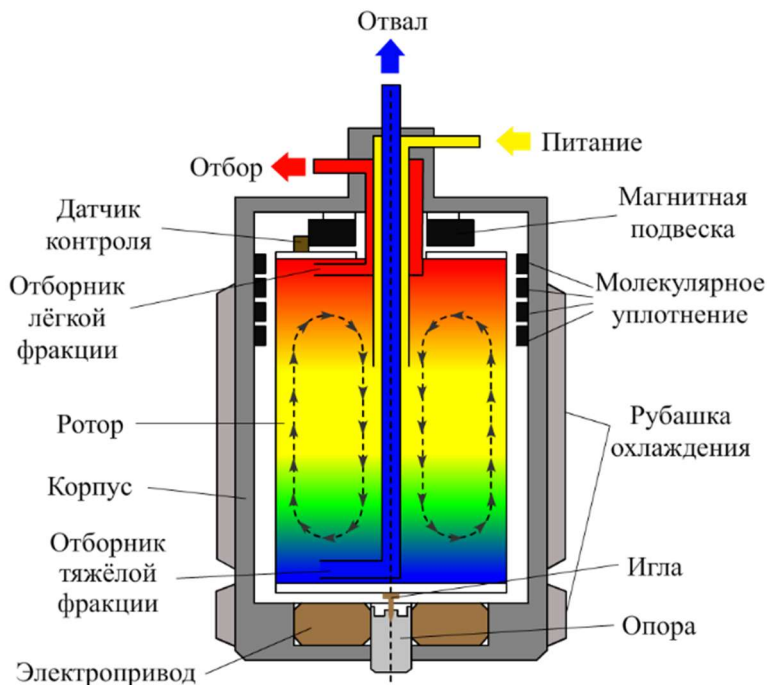


Рис. 5.5. Схематическое изображение газовой центрифуги для разделения изотопов урана

последовательно проходит частоты, на которых возникают резонансные колебания, обусловленные механическими свойствами вращающейся системы. Центрифуга, работающая на частоте вращения ротора выше резонансной, называется *надкритической*, ниже – *подкритической*. Вследствие высокой скорости вращения ротора (линейная скорость на его периферии 600 м/с и более) газ концентрируется у его стенки. У оси ротора образуется разреженная зона с более легкой фракцией. Эффективное разделение компонентов смеси происходит только при наличии осевой циркуляции газа внутри ротора. Такая циркуляция обеспечивается созданием осевого температурного градиента за счет внешнего источника тепла. При циркуляции наибольшая разность в концентрации легкого и тяжелого изотопов устанавливается в торцевых частях центрифуги – нижней и верхней, соответственно. Обогащенная легким изотопом фракция (продукт)

выводится с помощью газоотборника в выходной трубопровод. Тяжелая фракция – отвал (или хвост) – отбирается.

Параметрами, влияющими на разделительную способность центрифуги, являются ее геометрические размеры (длина ротора: около 1 м у российских подкритических газовых центрифуг, до 7–12 м у URENCO и США), диаметр, скорость вращения ротора, а также наличие циркуляции газа в осевом направлении.

URENCO (*Uranium Enrichment Company, Великобритания*) – компания, занимающаяся обогащением урана для использования в качестве топлива на АЭС. Владеет мощностями по обогащению урана в Германии, Нидерландах, Великобритании и США. Она поставляет топливо для атомных станций в 15 странах, в основном в Европу и США, и на 2011 г. занимает порядка 29 % от мирового рынка услуг по обогащению (табл. 5.2).

Таблица 5.2. Мощности заводов по разделению изотопов урана  
в тысячах ЕРР в год

Страна	Компания, завод	2012 г.	2013 г.	2015 г.	2018 г.	2020 г.
Россия	Росатом	25000	26000	26578	28215	28663
Германия, Голландия, Англия	URENCO	12800	14200	14400	18600	14900
Франция	Orano	2500	5500	7000	7500	7500
Китай	CNNC	1500	2200	4220	6750	10700+
США	URENCO	2000	3500	4700	?	4700
Пакистан, Бразилия, Иран, Индия, Аргентина	–	100	75	100	?	170
Япония	LNFL	150	75	75	?	75
США	USEC: Paducah & Piketon	5000	0	0	0	0

Мировым лидером в обогащении урана является «Росатом» (более 40 %), который по состоянию на 2020 г. к тому же контролировал около 75 % мировой добычи урана.

Первые попытки построить математическую модель газовой центрифуги были предприняты в Великобритании в начале 1940-х гг. Френсис Саймон, Рудольф Пайерлс и Николас Курти разработали общую теорию разделения изотопов, а Поль Дирак на основе этой теории вывел выражение для разделительной характеристики

$$\delta U_{\max} = \rho D_{AS} \frac{\pi Z}{2} \left( \frac{\Delta M}{2RT} \right)^2 V_a^4, \quad (5.4)$$

где  $\rho D_{AS}$  – плотность, умноженная на коэффициент самодиффузии (это произведение остается постоянной величиной для данного газа);  $Z$  – длина ротора;  $\Delta M$  – разность масс двух изотопов, подлежащих разделению;  $R$  – газовая постоянная;  $T$  – температура; а  $V_a$  – тангенциальная скорость внутренней поверхности ротора.

В настоящее время для оценки разделительной характеристики используется следующая полуэмпирическая формула, предполагающая  $T = 310$  К и типовые характеристики циркуляции газа в центрифуге

$$\delta U_{\max} = \frac{V_a^4 Z}{33000} e_E. \quad (5.5)$$

Для получения требуемых концентраций ценного (целевого) изотопа ступени соединяют в последовательную цепочку – каскад, множащий эффект разделения в одиночной разделительной ступени. При разделении изотопов применяют противоточную (рециркуляционную) схему, в которой обедненная ценным компонентом фракция возвращается в каскад для дальнейшей переработки. Простейшая схема такого каскада приведена на рис. 5.6.

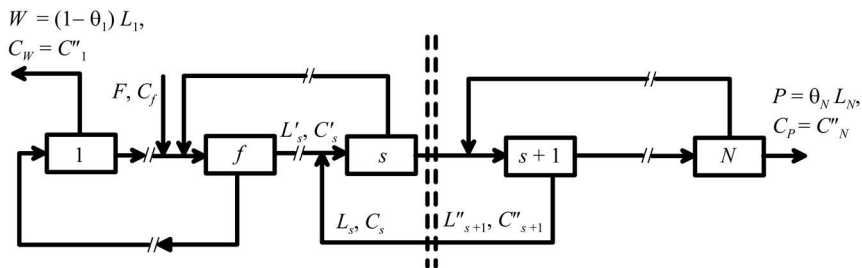


Рис. 5.6. Схема симметричного каскада для разделения бинарных изотопных смесей

Внешними параметрами каскада являются шесть переменных, которые определяют внешние рабочие условия:  $F, P, W$  – потоки питания, отбора и отвала каскада;  $C_F, C_P, C_W$  – концентрации в соответствующих потоках. К внутренним относятся:  $N$  – общее количество ступеней в каскаде;  $f$  – номер ступени, на вход которой подают поток питания; параметры ступеней ( $L_s, L'_s, L''_s$  – входной и два выходных потока на  $s$ -й ступени каскада);  $C_s, C'_s, C''_s$  – концентрации в соответствующих потоках;  $q_s, \beta_s, \alpha_s$  – коэффициенты разделения и  $\theta_s$  – коэффициенты деления потоков.

Потоки разделяемого вещества и потоки ценного (целевого) изотопа, входящие в часть каскада справа от сечения  $L_s = \theta_s L'_s$  и  $L'_s C'_s = \theta_s L_s C'_s$  и выходящие из нее  $L''_{s+1} = (1 - \theta_{s+1}) L_{s+1}$  и  $L''_{s+1} C''_{s+1} = (1 - \theta_{s+1}) L_{s+1} C''_{s+1}$ , связаны уравнениями материального баланса

$$\theta_s L_s - (1 - \theta_{s+1}) L_{s+1} = P, \quad (5.6)$$

$$\theta_s L_s C'_s - (1 - \theta_{s+1}) L_{s+1} C''_{s+1} = P_{C_p}, \quad (5.7)$$

где  $C_s$  и  $C''_s$  – концентрации ценного (целевого) изотопа, соответственно, на выходах из ступени.

Аналогичные соотношения можно записать для отвальной части каскада:

$$\theta_s L_s - (1 - \theta_{s+1}) L_{s+1} = -W, \quad (5.8)$$

$$\theta_s L_s C'_s - (1 - \theta_{s+1}) L_{s+1} C''_{s+1} = -W_{CW}. \quad (5.9)$$

Для ступени с номером  $s = f$ , на вход которой подают поток питания  $F$ , уравнения материального баланса имеют вид

$$L_f = \theta_{f-1} L_{f-1} + (1 - \theta_{f+1}) L_{f+1} + F, \quad (5.10)$$

$$L_f C_f = \theta_{f-1} C_{f-1} + (1 - \theta_{f+1}) L_{f+1} C''_{f+1} + F C_f. \quad (5.11)$$

Внешние параметры при отсутствии потерь вещества в ступенях каскада должны удовлетворять уравнениям материального баланса

$$F = P + W, \quad (5.12)$$

$$F C_F = P C_P + W C_W. \quad (5.13)$$

С помощью уравнений (5.6)–(5.13) можно рассчитать распределения концентраций и коэффициентов деления потоков по ступеням каскада, если известны коэффициенты разделения  $q_s$ ,  $\beta_s$ ,  $\alpha_s$ , полное число ступеней в каскаде  $N$ , номер ступени  $f$ , в которую вводится поток питания, и зависимость потока  $L_s$  от номера ступени.

### 5.3. Конверсия урана

Гексафторид урана, после проведения обогащения по изотопу  $^{235}\text{U}$ , поступает на операцию конверсии в диоксид урана. Существует два основных способа конверсии: «сухой» – прямая конверсия газообразного  $\text{UF}_6$  в оксид и конверсия гексафторида в водных растворах [17].

Своим названием АДУ-процесс обязан аммонийдиуранату (*Ammonium Diuranate*, *ADU*), являющемуся исходным продуктом для получения многих соединений, в том числе и керамического

UO<sub>2</sub>. Обычно под АДУ-процессом подразумевают классическую схему получения керамического UO<sub>2</sub> из UF<sub>6</sub> (гидролиз UF<sub>6</sub> в воде или в растворе аммиака – осаждение полиураната аммония – сушка – прокалка – восстановление). Процесс был разработан еще в 50-х гг. и реализован на заводе фирмы «Кар-Мак Джи Корпорейшен» (*Kerr-McGee Corporation, USA*) АДУ-процесс, реализуемый во фторидных системах, предназначен для переработки UF<sub>6</sub>, содержащего повышенную концентрацию <sup>235</sup>U или обедненного по изотопу <sup>235</sup>U. Получаемый порошок UO<sub>2</sub> с содержанием до 5 % <sup>235</sup>U используется для изготовления таблетированного топлива энергетических реакторов типа ВВЭР, а порошок обедненный по изотопу <sup>235</sup>U, – для топлива зоны воспроизводства реакторов на быстрых нейтронах.

Осаждение полиураната аммония ведется большим избытком аммиака по следующей схеме:



при недостатке аммиака возможна реакция:

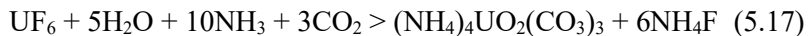


Извлечение урана в осадок составляет более 99,5 %. Для осаждения можно использовать агитаторы с мешалками, а фильтрацию осуществлять на барабанных вакуумных фильтрах. Отфильтрованный осадок полиураната аммония содержит несколько процентов фтора. Его дальнейшая переработка заключается в термической диссоциации до U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> и последующем восстановлении до диоксида урана. Процесс удобно проводить в печах кипящего слоя. Последующая переработка UO<sub>2</sub> заключается в холодном прессовании и затем спекании образцов в атмосфере водорода при температуре 1750 °С. Ввиду того, что из полиураната аммония получается мелкодисперсный диоксид урана, прессованные образцы имеют очень высокую плотность – не менее 95 % от теоретической, т.е. ~ 10 г/см<sup>3</sup>.

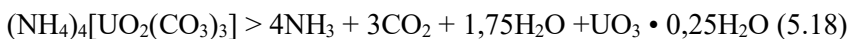
АУК-процесс берет свое название от аммонийуранилкарбоната (*Ammonium Uranyl Carbonate, AUC*). Промышленный способ полу-

чения керамического  $UO_2$  из  $UF_6$  осуществляется через промежуточное соединение  $(NH_4)_4UO_2(CO_3)_3$ . Разработан фирмой «Нукем» (*NUCEM Technologies GmbH, Deutschland*).

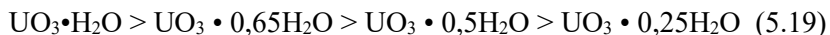
Аммонийуранилкарбонат образуется по реакции



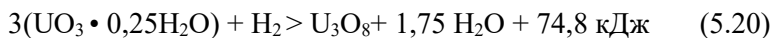
Далее  $(NH_4)_4[UO_2(CO_3)_3]$  подвергают термическому разложению с последующим восстановлением промежуточных продуктов разложения до  $UO_2$ . Процесс протекает по следующей схеме:



Конечным продуктом прокаливания является  $U_3O_8$  (на воздухе) и  $UO_2$  (в водороде). Разложение  $(NH_4)_4[UO_2(CO_3)_3]$  протекает ступенчато, сначала до моногидрата триоксида урана с постепенной потерей воды в дальнейшем. Процесс дегидратации можно представить следующим образом:



Соединение  $UO_3 \cdot 0,25H_2O$  образуется в качестве промежуточного продукта при прокалке в атмосфере всех газов и существует вплоть до температуры 653 К. Дальнейшее термическое разложение в гелии (и на воздухе) и в водороде протекает по-разному. В водороде образование октаоксида-триурана из  $UO_3 \cdot 0,25H_2O$  протекает, минуя стадию образования безводного  $UO_3$ . Эта реакция экзотермична и начинается уже при 683 К:



В соответствии с данными рентгенодифракционного анализа продукт этой реакции идентифицирован как  $U_3O_8$ . Конечным продуктом восстановления является порошок  $UO_2$ .

Кислород (воздушно)-водородная конверсия относится к «сухим» методам переработки гексафторида урана. Разработана в Ок-Риджской национальной лаборатории. В России разработана и внедрена

газопламенная технология и аппаратура переработки  $UF_6$  в  $UO_2$  керамического сорта по суммарной реакции:



Процесс газопламенной конверсии в воздушно-водородном пламени проводится в реакционном аппарате с горелкой, через которую раздельно поступают гексафторид урана, воздух и водород. Горение водорода в воздухе инициируется электрической искрой. Образующиеся в процессе конверсии из  $UF_6$  оксиды очищаются на никелевых металлокерамических фильтрах, откуда периодически удаляются обратным током газа в приемные бункеры. Очищенные от твердых частиц газы поступают в охлаждаемые теплообменники для конденсации фтористого водорода. Процесс конверсии проводят при давлении ниже атмосферного при температуре стенок и фильтров около 423 К. Обесфторивание и восстановление оксидов урана, содержащих около 6 % фтора, проводят во вращающихся печах при температуре до 1023 К в атмосфере водорода и водяного пара. В получаемом порошке диоксида урана содержание фтора менее 0,001 %, форма частиц близка к шарообразной.

Фирма «Бритиш нуклеар фьюелз лимитед, БНФЛ» (*British Nuclear Fuels Ltd., BNFL*) на заводе в Спрингфилде (Великобритания) освоила способ прямой конверсии  $UF_6$  в  $UO_2$  керамического сорта, получивший название IDR (*Integrated Dry Route*) процесса [18]. Суть метода заключается во взаимодействии газообразного  $UF_6$  с перегретым до 400–570 К водяным паром в головной камере вращающегося реактора с образованием  $UO_2F_2$ , который по мере продвижения по реторте в условиях высоких температур и взаимодействия с пароводородной смесью превращается в  $UO_2$ .

Аргонская национальная лаборатория (США) разработала процесс газовой конверсии  $UF_6$  в  $UO_2$  в кипящем слое, который реализован на заводе компании «Вестингауз электрик корпорейшн» (*Westinghouse Electric Corporation*). Процесс получил название DCFB (*Direct Conversion Fluid Bed*). Промышленная установка состоит из четырех последовательно соединенных реакторов практически одинаковой конструкции. Первый реактор, в котором осуществляют взаимодействие  $UF_6$  с водяным паром, состоит из ниж-

ней камеры и верхней – большего диаметра. Верхняя часть теплоизолирована, нижняя – обогревается. В нижней части реактора имеется перфорированная газораспределительная плита, под которую подается псевдоожижающий газ: перегретый водяной пар или его смесь с водородом или азотом. В реакционную зону введена трубка для подачи гексафторида урана. Образующиеся твердые частицы удаляются через специальный затвор. Второй, третий и четвертый реакторы аналогичны по конструкции, за исключением того, что в них отсутствует система подачи  $UF_6$ , а газоотводная трубка заменена системой металлокерамических фильтров с непрерывной разгрузкой твердых частиц. Образующийся в первом реакторе при температуре 803–848 К порошок  $UO_2F_2$  непрерывно выгружается и подается во второй реактор. Псевдоожижающим газом в нем служит смесь пара с водородом при температуре 873–923 К. Третий реактор работает аналогично второму. Полученный в третьем реакторе порошок имеет остаточное содержание фтора 0,04–0,07 %, но обладает высокой химической активностью (пирофорностью) из-за своего гранулометрического состава. Поэтому его подвергают пассивирующей обработке в четвертом реакторе, которая проводится подогретой смесью азота и воздуха. Конечный порошок имеет содержание фтора ниже 0,02 %.

В России разработан метод конверсии гексафторида урана в плазмохимическом реакторе. Плазмообразующим газом является азот, который подается в дугу плазмотрона, расположенного в верхней части реактора. В нижнюю часть реактора подается пар из пароперегревателя. Процесс ведут при давлении, несколько меньшим атмосферного. Пылегазовая смесь поступает на металлокермические фильтры, которые периодически обдуваются азотом. Фтористоводородная кислота из газовой фазы после фильтров конденсируется и используется повторно. Полученные после паровой конверсии фтороксиды урана направляются во вращающуюся печь, где проходят обработку пароводородной смесью при температуре до 1053 К. Полученные порошки  $UO_2$  керамического сорта практически не отличаются по своим характеристикам от порошков, получаемых по газопламенной технологии. Сравнительные характеристики порошков  $UO_2$ , получаемых разными методами, приведены в табл. 5.3.

Таблица 5.3. Сравнительные характеристики порошков  $UO_2$ , получаемых разными методами

Параметр	АДУ-процесс	АУК-процесс	Сухая конверсия
Удельная поверхность, $m^2/g$	2,5–6	3,6–6	2,1–3
Насыпная плотность, $g/cm^3$	1,5–2	2–2,3	0,7–1
Плотность утряски, $g/cm^3$	2,4–2,8	2,6–3	1,5–1,9
Текучесть	Не текучие	Текучие	Текучие
Отношение O/U	2,03–2,17	2,06–2,16	2,5–2,12

#### 5.4. Изготовление топливных порошков

При рециклировании ядерного топлива порошки получают из нитратных растворов процесса переработки облученных материалов. В промышленности при их получении используют как описанные выше осадительные технологии (АДУ-, АУК-процессы), так и методы прямой денитрации [19].

Метод прямой денитрации азотно–кислых растворов  $UO_2(NO_3)_2$  основан на их упаривании до образования плава кристаллогидрата  $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$  ( $T_{пл} = 60\text{ }^\circ\text{C}$ ), который при дальнейшем нагревании теряет воду, последовательно образуя тригидрат уранилнитрата при  $113\text{ }^\circ\text{C}$  и дигидрат при  $189\text{ }^\circ\text{C}$ , затем происходит денитрация с образованием  $UO_3$ . Оптимальной температурой разложения уранилнитрата для получения  $UO_3$  считается  $400\text{ }^\circ\text{C}$ , так как выше этой температуры начинается удаление кислорода и при  $600\text{--}900\text{ }^\circ\text{C}$  образуется закись-окись урана.

Процесс непрерывной денитрации проводят в реакторе, изготовленном в виде желоба с круглым днищем (рис. 5.7). Желоб обогревается электрической печью сопротивления. Слой порошка внутри желоба тщательно перемешивается горизонтальной вращающейся мешалкой, представляющей собой вал из нержавеющей стали со скребками Т-образной формы. Скребки, вращаясь, очищают желоб, оставляя корку толщиной не более 3,2 мм.

Желоб изготавливают из нержавеющей стали толщиной 25 мм; общая длина желоба достигает 3660 мм. Обогревается только цен-

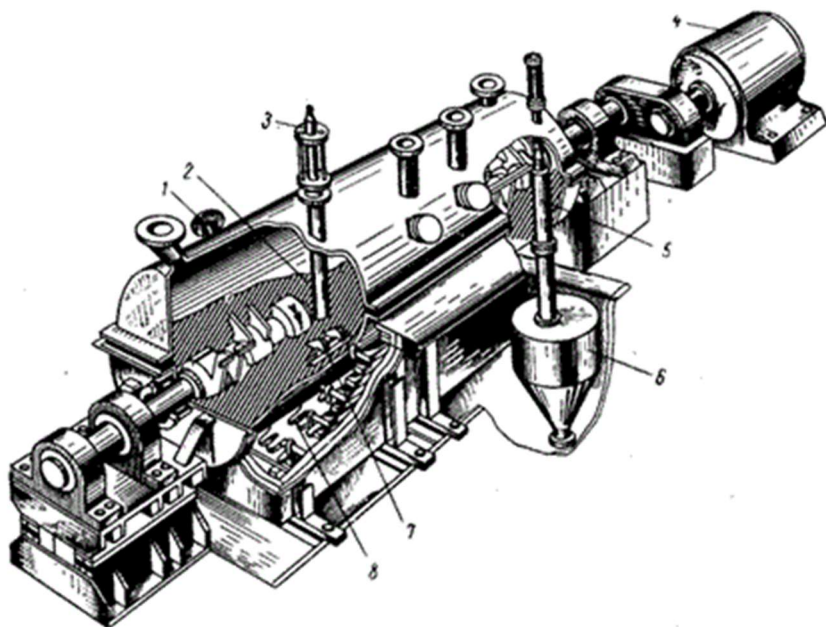


Рис. 5.7. Реактор для непрерывной денитрации гексагидрата уранилнитрата до триоксида урана:

1 – трубопровод отходящих газов; 2 – слой порошка триоксида урана; 3 – трубопроводы, подводящие гексагидрат уранилнитрата; 4 – привод мешалки; 5 – разгрузка порошка; 6 – бункер для порошка триоксида урана; 7 – лопасти мешалки; 8 – электрические нагревательные элементы

тральный участок длиной 3360 мм. Вал мешалки имеет диаметр 203 мм, количество скребков достигает 12. Мешалка вращается двигателем мощностью 150 л. с. со скоростью 60 об/мин.

Раствор уранилнитрата поступает в реактор по трем питающим трубам, каждая из которых снабжена отдельным ротаметром. Питающие трубы проходят вертикально через крышку желоба внутрь на глубину около 76 мм от дна. Снаружи эти трубопроводы по всей длине обогреваются паром. Полученный в желобе триоксид урана высыпается через трубу в сборный бункер, расположенный ниже реактора. Под трубами питающего раствора в нижней части слоя триоксида расположены термпары. На каждом питающем трубопро-

воде имеются контрольные вентили, включающиеся и выключающиеся в соответствии с показаниями термопар. Если температура в точке питания падает ниже установленной, контрольный питающий вентиль уменьшает подачу уранилнитрата в эту точку, и наоборот. Работа нагревательных элементов электропечи регулируется термопарами, помещенными через определенные интервалы в оболочке желоба.

Триоксид урана, попадающий в сборный бункер, пневматически транспортируется в молотковую мельницу для измельчения. Содержание нитрат иона в полученном триоксиде урана в значительной степени зависит от температуры слоя в аппарате и колеблется от 1,1 % при 242 °С до 0,02 % при 454 °С; содержание воды при тех же температурах составляет 2,6 и 0,1 %. При рабочей температуре примерно 300 °С в продукте содержится около 0,2 % нитрат иона и около 1,0 % воды.

В денитраторе кипящего слоя (рис. 5.8) обеспечивается лучшая теплопередача. Денитрацию проводят в вертикальной трубе из нержавеющей стали. Раствор уранилнитрата, упаренный до содержания 70–100 % гексагидрата, подают в аппарат под давлением и распыляют при помощи форсунки. Кипящий слой предварительно создается из частиц триоксида урана; по мере термического разложения уранилнитрата вновь образующийся триоксид урана постепенно заменяет первоначально загруженный.

Находящийся в реакторе слой триоксида урана переводят во взвешенное состояние при помощи воздуха, который подают под давлением через пористую перегородку, расположенную на дне аппарата. Готовый продукт удаляется непрерывно (с постоянной скоростью) через дно аппарата. Газообразные продукты реакции отводятся через ряд пористых металлических фильтров, расположенных в верхней части реактора.

Остаточное содержание нитрат иона и воды в триоксиде урана зависит от температуры кипящего слоя; так как длительность пребывания материала в аппарате очень невелика и измеряется минутами, содержание этих компонентов несколько выше, чем в триоксиде, полученном в желобчатом денитраторе при той же температуре. Гранулометрический состав триоксида урана определяется температурой кипящего слоя и концентрацией уранилнитрата в питающем растворе. В начале работы установки частицы триоксида урана

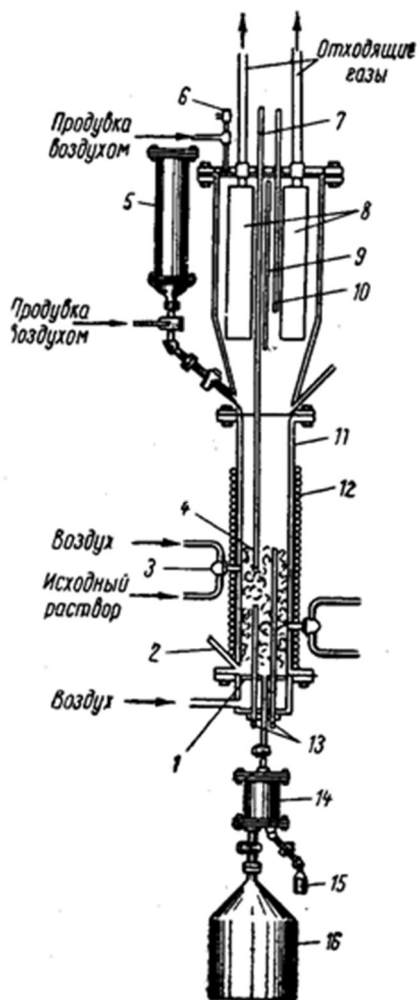


Рис. 5.8. Денитратор кипящего слоя:

- 1 – пористая перегородка из нержавеющей стали; 2 – линия для измерения давления; 3 – распылитель; 4 – кипящий слой триоксида урана; 5 – загрузочный бункер; 6 – предохранительный клапан для сброса давления; 7 – дистанционный измеритель уровня кипящего слоя; 8 – пористые фильтры; 9 – разделительная перегородка; 10, 13 – гнезда для термопар; 11 – реакционная камера; 12 – нагреватели; 14 – сборная емкость; 15 – пробоотборник; 16 – сборник продукта

укрупняются либо за счет цементации их каплями питания в агрегаты, либо за счет укрупнения отдельных частиц при разложении на их поверхности уранилнитрата. В дальнейшем гранулометрический состав триоксида урана стабилизируется; скорости укрупнения и измельчения частиц становятся одинаковыми.

Максимальный размер частиц наблюдается при наиболее концентрированном питании, минимальный – при сравнительно разбавленном. Уменьшение температуры кипящего слоя приводит к некоторому измельчению частиц триоксида, что объясняется проникновением воды в поры агрегатов и последующим их разрывом; при более высокой температуре разложение протекает лишь на поверхности твердого вещества. Благодаря этому обстоятельству (разложение уранилнитрата на поверхности или в порах триоксида урана) процесс в кипящем слое выгодно отличается от любого другого аппаратного решения значительно меньшей коррозией аппарата в ходе процесса и, следовательно, меньшим загрязнением готового продукта.

Восстановление триоксида урана в промышленных условиях осуществляют, в основном, непрерывным методом. Водород получают либо термической диссоциацией аммиака (избыток восстановителя сжигают на выходе из печи), либо используют электролитический водород (избыток реагента после конденсации паров воды возвращают в процесс).

Для непрерывного процесса восстановления триоксида урана применяют три типа реакторов:

- реактор с перемешиваемым слоем;
- виброреактор;
- реактор кипящего слоя.

Процесс с перемешиваемым слоем основан на механическом перемещении триоксида винтовым шнеком через нагретую трубу, в которую подают водород по принципу прямотока или противотока. Трубу реактора изготавливают из нержавеющей стали (примерные размеры одного из таких реакторов: длина – 6700 мм, диаметр – 410 мм) толщиной 6 мм. Внутри трубы вращается ленточный шнек со скоростью от 1 до 10 об/мин. Шнек изготавливают из четырех кусков ленты размером 6,3 × 40 мм, скрученных вокруг вала так, что плоская часть ленты перпендикулярна диаметру. Для перемещения порошка в шнеке предусмотрены небольшие лопатки. Вал мешалки

изготавливают из трубы диаметром 150 мм, выполненной из нержавеющей стали или инконель-металла. Часть трубы реактора (5,45 м) находится в электрической печи сопротивления с четырьмя зонами нагрева, температура которых контролируется термопарами; спай каждой термопары находится под центром реактора на внешней поверхности трубы.

В качестве восстановителя используют водород или аммиак, подаваемые параллельно или противотоком движению триоксида урана. Однако ни та, ни другая система движения газа не имеет преимуществ. Избыток водорода сжигают на выходе из реактора. Продукты сгорания проходят через пылеуловитель. В поток газа, поступающий после горелки в пылеуловитель, вводят дополнительно такое количество воздуха, при котором, если пламя горелки погаснет, газовая смесь с водородом не была бы взрывоопасной. Порошок диоксида урана, выходящий из реактора, падает через дозатор в герметичный бункер.

Диоксид урана, предназначенный для синтеза тетрафторида, получают при температуре восстановления 650 °С во всех четырех зонах реактора. Если диоксид предназначен для упаковки и хранения, то в процессе его синтеза обычно поддерживают температуру восстановления около 800 °С, чтобы получить менее активный продукт. Скорость подачи триоксида составляет 250 кг/ч при 650 °С, что соответствует пребыванию порошка в реакторе 1,5 ч. Оптимальная скорость вращения винтового ленточного шнека – около 4 об/мин. Расход водорода в 1,5 раза больше, чем это необходимо по стехиометрии.

Виброреактор представляет собой трубу прямоугольного сечения с немного выпуклым верхом для придания трубе жесткости (примерные размеры аппарата: длина – 4500 мм, сечение – 150 × 600 мм). Труба смонтирована так, что она может периодически колебаться. Параллельно движению порошка или противотоком через реактор пропускают водород или аммиак. Обогрев осуществляют электрической печью сопротивления.

Электрическая печь сопротивления, в которую помещена труба, разделена на три нагревательные зоны. Температуру контролируют термопарой, помещенной в центре каждой зоны. На входе и выходе из трубы реактора устанавливают гибкие соединения. Триоксид

урана загружают в реактор шнеком из небольшого запорного бункера. Образующийся диоксид поступает из трубы реактора в бункер, который установлен на весах. Из этого бункера диоксид урана направляется либо в аппараты для получения тетрафторида урана, либо на упаковку. Средняя продолжительность пребывания материала в трубе составляет примерно 1 ч. Однако это время может изменяться в зависимости от типа триоксида урана и требуемой производительности от 0,5 до 1,5 ч.

При восстановлении триоксида урана температуру стенок реактора поддерживают в пределах от 590 до 650 °С. Степень восстановления триоксида урана достигает 97 %. Весь продукт, получаемый в виброреакторах, обычно используют для получения тетрафторида урана, который поступает затем на получение гексафторида.

Реактор, работающий по принципу кипящего слоя, состоит из двух вертикальных, смонтированных рядом труб из нержавеющей стали. Порошок триоксида урана из бункера вводят сбоку в первую трубу шнековым питателем. Частично восстановленный продукт из первой трубы (первая ступень восстановления) передается во вторую, где реакция заканчивается. Восстановление в двух трубах гарантирует количественное протекание процесса.

В качестве восстановителя применяют аммиак, который подают параллельно в обе трубы (иногда его разбавляют азотом). Газ поступает из газопровода под давлением. Из второй трубы порошок диоксида урана подают в бункер, а оттуда на операцию получения тетрафторида. Отходящие газы из обеих труб реактора проходят циклон и затем сжигаются.

Каждая труба реактора имеет систему нагрева и охлаждения. Трубы обогревают электропечами сопротивления. Для охлаждения используют трубки, спирально навитые вокруг каждого реактора, через которые при необходимости пропускают холодный воздух или пар. Температуру восстановления поддерживают в пределах от 540 до 620 °С, скорость газа составляет 0,24–0,45 м/с. Скорость питания варьируют в широких пределах в зависимости от типа перерабатываемого триоксида урана.

Диоксид урана, пригодный для получения тетрафторида и далее гексафторида, получают восстановлением рудного концентрата (закиси-окиси) в кипящем слое. Исходный рудный концентрат обрабатывают до полной однородности по размеру частиц и плотности.

Это достигается путем гранулирования, измельчения и классификации исходного материала.

В заключение сопоставим данные по производительности реакторов восстановления триоксида урана водородом до диоксида:

а) шнековый реактор (длиной 6,7 м, диаметром 410 мм, объемом  $0,84 \text{ м}^3$ ) – производительность 90,6 кг/ч при  $593 \text{ }^\circ\text{C}$ ;

б) виброреактор (длиной 4,5 м, высотой 152 мм, шириной 600 мм и объемом  $0,44 \text{ м}^3$ ) – производительность 136–227 кг/ч;

в) реактор кипящего слоя (суммарная высота обеих труб – 4 м, диаметр – 355 мм, объем –  $0,49 \text{ м}^3$ ) – производительность от 250 до 540 кг/ч и более.

В плазменном реакторе [20], представляющем собой изделие цилиндрической, конической или более сложной формы, снабженное водяным или газовым поверхностным охлаждением, встречаются два потока: поток предварительно дезинтегрированного (распыленного на капли) раствора и поток плазмы, химически совместимой с этим раствором. Оба потока равномерно перемешиваются в реакторе, при этом каждая капля раствора нагревается до кипения, из нее испаряется растворитель (в данном случае вода) до образования солевого остатка, последний быстро нагревается до высокой температуры; одновременно с нагревом протекает разложение до образования оксида, находящегося в растворе металла, и газовой фазы, содержащей оксиды азота, водяной пар, азот и кислород.

Технологическая схема имеет следующие основные аппаратурные элементы.

- *Источник электропитания плазмотрона* (выпрямитель с системой автоматического регулирования тока, высокочастотный или сверхвысокочастотный генератор и т.п.).

- *Плазмотрон*, в котором поток химически совместимого с раствором газа (в случае разложения нитратов воздух или его компоненты: азот, кислород, в зависимости от валентности выделяемого металла) превращается в поток низкотемпературной плазмы. При использовании в качестве плазменного теплоносителя воздуха или азота можно, в некоторых случаях, совместить процесс разложения нитратного раствора на оксиды с процессом расширенной регенерации азотной кислоты.

- *Плазменный реактор*, где перемешиваются потоки плазмы и раствора и происходит разложение раствора. Плазменный реактор – охлаждаемое изделие цилиндрической или конической формы, снабженное, как правило, несколькими плазматронами и одним или несколькими дезинтеграторами раствора. При использовании нескольких плазматронов и дезинтеграторов очень интенсифицируются процесс смешения и процессы тепло- и массообмена при взаимодействии капель раствора с высокотемпературной средой.

- *Сепаратор*, в котором проводится разделение дисперсной и газовой фаз; после сепаратора возникают два материальных потока: поток дисперсного оксидного материала, являющегося целевым продуктом; и поток газовой фазы, содержащей оксиды азота, водяной пар, азот и кислород.

- *Конденсатор-абсорбер*. В конденсаторе производится принудительная конденсация водяного пара и частичная абсорбция оксидов азота, а в абсорбере – рекомбинация и поглощение азотной кислоты. В результате из установки выходит поток побочного продукта – раствора азотной кислоты. В идеальном случае из установки должен выходить газовый выхлоп, содержащий азот и кислород, однако фактически требуется доочистка выхлопа от оксидов азота до санитарных норм.

Химический состав оксидного материала, его физические свойства, степень регенерации азотной кислоты и прочие параметры определяются в первую очередь режимом обработки раствора в плазме, а во вторую – режимом разделения дисперсной и газовой фаз.

Метод СВЧ-денитрации имеет ряд преимуществ и особенностей перед другими методами термического разложения (плазмохимическая, электротермическая и т.д.) азотно-кислых растворов урана [21]. При выпаривании жидкой фазы  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  вместо классической ступенчатой схемы протекания дегидратации, присущей процессу обычного нагрева, наблюдается прямое преобразование гексагидрата нитрата уранила в гидроксинитрат ( $\text{UO}_2(\text{OH})\text{NO}_3$ ). Промежуточным веществом перед стадией получения  $\text{UO}_3$  является не  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ , а  $\text{UO}_2(\text{OH})\text{NO}_3$ .

С технологической точки зрения СВЧ-денитрация имеет ряд особенностей по сравнению с хорошо отработанной технологией хими-

ческой термоденитрации, которая в данный момент играет основную роль в производстве  $UO_3$ . Использование СВЧ-нагрева позволяет не просто получать  $UO_3$ , но обеспечить в одном аппарате последовательное его превращение в  $U_3O_8$ , а затем провести восстановление до диоксида урана ( $UO_2$ ).

Диоксид плутония получают осаждением пероксида  $Pu(III)$  или оксалата  $Pu(III)$  и  $Pu(IV)$  с последующим прокаливанием этих соединений [22]. Оксалатное осаждение – наиболее распространенный способ денитрации плутония. Для типового перерабатывающего завода мощностью 1500 т/г. установка отверждения плутония должна потреблять 15 т плутония в год. Удельная поверхность порошка  $PuO_2$  сильно зависит от удельной поверхности осадка оксалата плутония, поэтому при осаждении оксалата контролируют кислотность исходного раствора, концентрацию щавелевой кислоты и скорость ее добавления, скорость перемешивания, валентность плутония, продолжительность и температуру процесса осаждения. Осаждение оксалата  $Pu(IV)$  осуществляется добавлением в раствор  $Pu(NO_3)_4$  щавелевой кислоты при температуре 50–60 °С. Кислотность раствора и валентности плутония корректируют добавлением азотной кислоты, воды и перекиси водорода к исходному раствору. Образовавшийся оксалат плутония промывают и фильтруют на вращающихся вакуумных фильтрах. Маточные растворы, в которых содержится плутоний, концентрируют и возвращают в цикл в аппарат корректировки. Суспензию оксалата плутония ( $Pu(C_2O_4)_2 \cdot nH_2O$ ) с фильтра направляют на сушку и прокаливание. Прокаливание осуществляют при температуре 300–400 °С в шнековой печи, имеющей ядерно-безопасные размеры.

На физические характеристики порошка  $PuO_2$  влияют условия прокаливания: толщина слоя осадка в реакторе, время, температура и атмосфера прокаливания. Повышение температуры прокаливания способствует увеличению удельной поверхности порошка и снижению его химической активности. Оптимальной температурой прокаливания считают 750 °С, при этом удельная поверхность возрастает до 25–35 м<sup>2</sup>/г. Диоксид плутония поступает в установку кондиционирования, где его подвергают прокаливанию, дроблению, просеиванию, комплектованию партий и упаковке.

Денитрация сопровождается выделением большого количества газов, содержащих оксиды азота, которые должны быть утилизированы [23]. Традиционный абсорбционный способ, требующий для улавливания оксидов азота с низкой концентрацией длительное время контакта с поглощающей жидкостью, имеет малую эффективность очистки. Более эффективные адсорбционные способы улавливания оксидов азота характеризуются периодичностью, малой емкостью сорбента, требуют сложной операции десорбции и сопряжены с большим объемом отходов. В настоящее время наиболее распространенным в мире является селективный каталитический метод обезвреживания оксидов азота с использованием в качестве восстановителя аммиака. Метод чувствителен к отравляющему действию пыли, резким колебаниям исходной концентрации оксидов азота на входе и изменениям температуры, сопровождается выбросом непрореагировавшего аммиака, требует энергетических затрат, поскольку процесс протекает при 350 °С.

Разработка более эффективных способов обезвреживания выбросов, содержащих оксиды азота, велась в двух направлениях: улавливание растворами азотной кислоты при добавлении пероксида водорода; высокотемпературное восстановление водородом или углеводородами при 1000–1200 °С (селективное некаталитическое восстановление), что взрывоопасно, или аммиаком при 450 °С (селективное каталитическое восстановление).

В 1990-е гг. появилась технология БРУНС (безреагентное улавливание насыпным слоем), обеспечивающая улавливание оксидов азота аэрозолями воды в режиме конденсации азотной кислоты с эффективностью 80–90 % при исходной концентрации 10–100 г/м<sup>3</sup>, т.е. до конечной концентрации 2–10 г/м<sup>3</sup> (0,1–0,5 % по объему) при комнатной температуре. Объем аппарата БРУНС уменьшился по сравнению с абсорбционной колонной, орошаемой водой, примерно в 10 раз. Предпочтительная линейная скорость газового потока в аппарате – не более 0,1 м/с, высота слоя гранул – не менее 100 мм, массовая концентрация вводимых аэрозолей воды для обеспечения 80–90 %-й очистки должна превышать среднюю массовую концентрацию оксидов азота в 10 раз. Задача установки – уловить оксиды азота средней концентрацией (на уровне 100 г/м<sup>3</sup>), но остаточная концентрация в отходящих газах велика. Ее можно снизить увеличе-

нием массы вводимых аэрозолей, но тогда резко возрастет объем образующейся азотной кислоты, и уменьшится ее концентрация. Для улавливания оксидов азота низкой концентрацией был разработан способ восстановления оксидов азота в интервале температуры от комнатной до  $\sim 90$  °С карбамидом в смеси с бикарбонатом аммония, введенными в виде водного раствора в пористые гранулы, и установка СМОГ (силикагель-мочевинная очистка газов) производительностью 4000 м<sup>3</sup>/ч. Установка заполняется на высоту до 400 мм пористыми гранулами, которые пропитываются водным раствором карбамида и бикарбоната натрия, и через нее пропускается очищаемый газовый поток с линейной скоростью 0,05–0,1 м/с. Установка обеспечивает снижение выбросов до 0,002 % по объему (40 мг/м<sup>3</sup>) и ниже, компактна по размерам. Таким образом, использование улавливающего аппарата типа БРУНС в сочетании с аппаратом низкотемпературного восстановления оксидов азота карбамидом СМОГ позволит повысить эффективность очистки и уменьшить объем жидких отходов.

Но большинство жидкостных процессов радиохимического производства сопровождаются выбросом в отходящие газы жидких радиоактивных аэрозолей, для улавливания которых традиционно устанавливаются самоочищающиеся аэрозольные фильтры ФСГО (фильтр стекловолкнистый грубой очистки) и ФАРТОС (фильтр аэрозольный регенерируемый тонкой очистки стекловолкнистый). Эти фильтры могут выполнять и функции установки БРУНС, если перед ними в газовый поток вводить аэрозоли воды, а на их фильтрующей перегородке улавливать образующиеся аэрозоли азотной и азотистой кислот. Такая возможность подтверждена экспериментами, достигнутая эффективность очистки составила 70–80 % при исходной концентрации 50–100 г/м<sup>3</sup>. Таким образом, сформирована следующая схема улавливания оксидов азота, выделяющихся при проведении жидкостных операций в радиохимических технологиях: отходящие газы, содержащие оксиды азота, проходят через дефлегматор (при растворении топлива или отходов) или барботер-конденсатор (при денитрации и остекловывании), в них вводится первая порция аэрозолей воды, они проходят через фильтры ФСГО и ФАРТОС, вводится следующая порция аэрозолей воды, газы проходят через аппарат БРУНС, затем через СМОГ.

## 5.5. Смешанное уран-плутониевое ядерное топливо

При использовании ядерного топлива в реакторах различных типов (реакторная составляющая ЯТЦ) в топливе образуется новый делящийся материал – плутоний, который составляет около 1 % в перегруженном отработавшем ядерном топливе. Плутоний в топливном цикле может использоваться в легководных реакторах или в реакторах на быстрых нейтронах. В первом случае речь идет об утилизации  $Pu$ , поскольку в тепловом спектре нейтронов происходит накопление его четных поглощающих изотопов, что делает его дальнейшее использование в ЯТЦ неэффективным. Во втором случае наблюдается его воспроизводство, т.е. этот плутоний может многократно использоваться в РБН с возрастанием его генерируемого количества, обеспечивая практически неограниченный сырьевой ресурс атомной энергетики.

Плутоний в ядерных реакторах может использоваться в виде смешанных оксидов, карбидов, нитридов или металлического топлива (см. табл. 5.1), однако основное промышленное применение нашло смешанное оксидное уран-плутониевое МОКС (*Mixed Oxide*) топливо [24].

Впервые МОКС-топливо было опробовано в 1963 г., однако его широкое коммерческое использование в тепловых реакторах началось только в 1980-х гг. Для производства МОКС-топлива разработано множество методов: механическое смешивание и совместный размол порошков  $PuO_2$  и  $UO_2$ ; золь-гель технология; гранулирование осадков гидроксидов; аммоний-карбонатное соосаждение; плазмохимическая конверсия; пироэлектрохимический процесс получения гранулированного смешанного диоксида (твердого раствора) с последующей виброупаковкой в оболочке твэлов и др.

Как и при конверсии, в производстве МОКС-топлива используют сухие (смешивание индивидуальных порошков  $UO_2$  и  $PuO_2$ ) методы и его приготовление соосаждением компонентов из нитратных растворов.

Параллельно технологиям сухого смешения оксидов, которые нашли промышленное применение, развивались технологии предварительного смешения растворов урана и плутония с последующим соосаждением компонентов для получения гомогенизированного МОКС-топлива. Последние не нашли широкого промышленного

применения из-за образования жидких отходов, особенно на операциях переработки брака изготовления топлива.

AUPuC-процесс соосаждения карбонатов урана и плутония (*Ammonium Uranium Plutonium Carbonate*) был разработан в Германии. Он предусматривал предварительное смешение нитратных растворов уранила и плутонила, осаждение смешанных карбонатов, прокалку порошков, их прессование и последующее спекание.

В России разрабатывалась технология «Гранат» – аммиачного осаждения урана и плутония, их нитратных растворов в присутствии поверхностно-активных веществ. Технология позволяла получать мягкие непылящие сфероидизированные смешанные порошки, пригодные для прямого прессования в таблетку.

Процесс виброзоля (*Sphere-Pac*) заключается в получении золь-гель микросфер диаметром 50–1000 мкм путем внутреннего или внешнего гелеобразования, начиная с исходного раствора нитрата тяжелых металлов. Смешанные микросферы оксидного геля высушиваются и спекаются до высокой плотности ( $\geq 96$  % от теоретической), которая затем упаковывается в оболочечную трубку путем вибрационного уплотнения. Основными преимуществами этого процесса являются отсутствие необходимости в обработке и получении мелкодисперсных порошков, меньшее количество этапов изготовления, максимальная гибкость эксплуатации, высокая степень микрогомогенности делящихся частиц и возможность автоматизации.

SGMP-процесс гранулирования золь-гель микросфер (*Sol-Gel Microspher Pelletisation*) является передовой концепцией производства топливных гранул высокой плотности, сохраняющей большинство производственных преимуществ процесса получения порошковых гранул и виброзоля. В процессе SGMP используются золь-гель производные, не содержащие пыли и свободно текучие кальцинированные гелевые микросферы из смешанного оксида в качестве исходного материала для уплотнения и спекания гранул. Топливные гранулы высокой плотности с индивидуальной микроструктурой, подходящей для тепловых и быстрых реакторов, могут быть изготовлены по технологии SGMP. Мягкие или твердые микросферы, полученные из золь-геля, непосредственно прессуются в гранулы и спекаются при температуре  $\sim 1700$  °C в атмосфере водорода. Твердые микросферы сохраняют свою индивидуальность даже после

гранулирования и спекания, в результате чего образуются структуры с границами микросфер и открытой пористостью. Мягкие микросферы, обладающие низкой прочностью на раздавливание, распадаются во время гранулирования, в результате чего образуются гранулы без границ микросфер.

Для смешивания порошков используются несколько методов. В технологии SBR (*Short Binder less Route*), разработанной сотрудниками BNFL,  $UO_2$  и  $PuO_2$  смешиваются в нужных количествах для получения желаемого содержания Pu в конечном продукте за один этап. Смесь измельчается на истирание для разрушения агломератов и получения тщательно перемешанного и микронизированного порошкового сырья для прессования гранул.

Другой технологией является MIMAS-процесс (*Micronized Master Mix*). В этом случае получают основную смесь с содержанием плутония около 30 %, и измельчают ее путем измельчения на истирание. Затем эту смесь разбавляют порошком  $UO_2$  до желаемого содержания плутония и гомогенизируют (рис. 5.9). Этот процесс используется компанией AREVA, был выбран для утилизации бывшего оружейного плутония в США и внедряется в Японии для утилизации отработанного японского топлива.

MIMAS-процесс оказался технологичным и надежным, что подтверждено 12-ю годами непрерывной работы завода при номинальной производительности. Основные операции: смешивание, измельчение в шаровой мельнице, гомогенизация порошка до получения гомогенного твердого раствора, рециклирование порошка, корректировка и гомогенизация партии порошка по изотопному составу, а также спекание в атмосфере  $Ar/H_2/H_2O$ , шлифование таблеток, контроль качества при помощи неdestructивных методов и др. – достаточно отработаны и позволяют гибко корректировать состав МОКС-топлива в зависимости от задачи заказчика. Эти преимущества MIMAS-технологии и высокие качества MIMAS-продукта способствовали внедрению MIMAS-процесса на французских заводах и использованию его в проектах заводов США и Японии.

Для достижения соответствующей плотности должны быть контролированы три фактора.

1. *Исходный порошок.* Порошок  $UO_2$  и  $PuO_2$ , обеспечивающий образование флюоритовой кубической фазы. Конечный контроль площади поверхности порошка и размеров зерен.

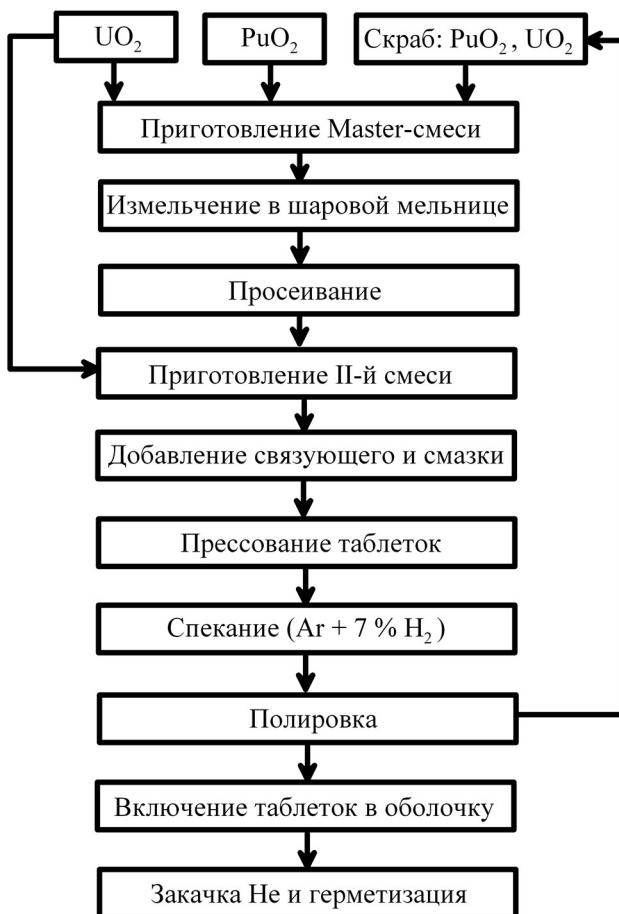


Рис. 5.9. Принципиальная схема получения МОКС-топлива по технологии MIMAS

2. *Температура спекания.* Спекание проводится в интервале температур 1650–1700 °С для обеспечения обратной диффузии катионов.

3. *Атмосфера.* Для контроля окислительно-восстановительных процессов в смеси, используется смешанная атмосфера диоксида углерода и водорода.

Основной причиной лидерства этой технологии, несмотря на обширные разработки альтернативных методов, является существование промышленных производств, которые уже получают в качестве конечных продуктов оксиды урана и плутония. Использование других методов возможно только при строительстве новых заводов, как это предполагается на RRP в Японии или ОДЦ и ОДЭК в России. Возможно, эти методы будут использованы в строящихся заводах в Индии и Китае.

## 5.6. Производство топливных элементов

**Таблеточное топливо.** Топливные порошки поступают на операцию приготовления пресс-порошка, которая проводится введением связующего: стеарата цинка или водного раствора поливинилового спирта и глицерина, что придает им необходимую технологическую текучесть. Прессование порошков осуществляется на автоматических пресс-автоматах. Прессованные таблетки помещаются в молибденовые лодочки и направляются на операцию спекания, которая проводится в печах толкательного типа. Длина печей составляет около 10 м и температура в печи постепенно поднимается, достигая максимального значения 1700–1750 °С. Спеченные таблетки передаются на операцию шлифования и контроля качества.

Современное таблеточное ядерное топливо представляет собой цилиндры высотой 10–14 мм и диаметром 7,5–11,5 мм, имеющие центральное отверстие (рис. 5.10). Отверстия служат для удаления газов, образующихся в реакциях деления, и предотвращают газовое распухание таблетки. Полученные таблетки загружаются в твэлы – трубки из циркониевого сплава, защищающие топливо от действия теплоносителя, твэл также имеет компенсирующую газовую полость, предохраняющую его от разрушения. Герметизация элементов осуществляется сваркой.

Отдельные твэлы собираются в ТВС, твэлы разделены в ТВС дистанционирующими решетками, расположенными перпендикулярно на некотором расстоянии по длине твэла. Каждая ТВС снабжена нижним (направляющим) и верхним (захватным) концевиками для дистанционной загрузки в реактор (рис. 5.11). Российская ТВС имеет в поперечном сечении форму шестиугольника, американская –



Рис. 5.10. Внешний вид таблеток ядерного топлива, используемого в легководных реакторах ВВЭР-1000



Рис. 5.11. Изготовление ТВЭЛ для реактора ВВЭР-1000

квадрата, хотя Росатом еще в начале 2000-х гг. освоил производство ТВС-квадрат для стран, желающих напрямую использовать российское ядерное топливо.

**Виброуплотненное топливо.** В России первые эксперименты по использованию виброуплотненного оксидного топлива (ВОТ) для реакторов на быстрых нейтронах были начаты в ОАО «ВНИИНМ». Затем, с началом исследований по перспективному замкнутому топливному циклу реакторов на быстрых нейтронах, эти исследования были продолжены в ГНЦ РФ НИИАР, где в качестве первого этапа предполагались работы по созданию автоматизированной дистанционно-управляемой линии для изготовления виброуплотненных твэлов и ТВС с целью утилизации высокофонового плутония [25].

Твэлы с виброуплотненным оксидным топливом можно рассматривать как альтернативу таблеточному топливу при создании замкнутого топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах с использованием пирохимического метода переработки отработавшего ядерного топлива – метода, обеспечивающего оптимальный путь получения гранулированного топлива для виброуплотнения.

В отличие от традиционных водных методов переработки ядерного топлива в основу этих работ были положены принципы сухой технологии с использованием пироэлектрохимических методов переработки высокоактивного ядерного топлива в солевых расплавленных системах с получением гранулята, непосредственно пригодного для изготовления твэлов методом виброуплотнения. Так как полученный гранулят имел высокую радиоактивность, то технология его производства и изготовление виброуплотненных твэлов и ТВС были реализованы в горячих камерах, в том числе с использованием автоматизированных дистанционно управляемых процессов. Специфика состоит в том, что ВОТ спекается в процессе эксплуатации в реакторе, поэтому в настоящем разделе кратко рассмотрим принципы получения гранул оксидного топлива и его компактирование в оболочке виброуплотнением.

В НИИАР разработан пирохимический метод (технологический процесс) получения гранул оксидного топлива – гранулята. Отличительной особенностью пирохимической технологии является проведение всех операций получения осадков в одном аппарате хлораторе – электролизере. Основные стадии процесса пирохимической переработки: растворение исходных продуктов (или отработавшего

ядерного топлива) в расплаве солей; выделение из расплава кристаллического диоксида плутония или электролитических диоксидов плутония и урана; обработка катодного осадка и получение гранулированного топлива.

В качестве топлива используется гранулят различного происхождения (пироэлектрохимический; золь-гель; дробленые таблетки; пирогидролизный, полученный прямой конверсией гексафторида урана в диоксид) и состава ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{PuO}_2$ ,  $(\text{U} - 5\% \text{ Pu})\text{O}_2$ ,  $(\text{U} - 30\% \text{ Pu})\text{O}_2$ ,  $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2 - \text{U}$ ,  $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2 - \text{Gd}$ ). В качестве выгорающего поглотителя в состав топливного сердечника на стадии смешивания вводится порошок металлического гадолиния. В ходе этих работ подтверждены ранее полученные закономерности по выбору оптимального фракционного состава для достижения необходимой эффективной плотности. Разработанная технология обеспечивает неравномерность распределения компонентов топливного сердечника не хуже  $\pm 5\%$ .

Прямой выход гранулята диоксида урана составляет 95–98%. Безвозвратные потери урана не превышают 0,1%. Опытная установка пирогидролиза с реактором кипящего слоя (КС) имела производительность  $\sim 0,5$  кг  $\text{UO}_2$  в час. Для коррекции кислородного потенциала топлива и устранения влияния технологических примесей в состав гранулированного топлива на стадии приготовления порции порошка на один твэл вводится геттер в виде гранул металлического урана. Частицы порошка геттера имеют форму близкую к сферической с максимальным диаметром до 100 мкм. Технологический процесс обеспечивает равномерность распределения геттера по длине топливного сердечника в пределах  $\leq 5\%$  от номинального уровня. Содержание геттера было оптимизировано с учетом термодинамических характеристик и необходимости достижения требуемого до-стехиометрического кислородного потенциала топлива.

Использование топливной композиции с добавкой геттера  $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}-\text{U}$  позволяет полностью исключить коррозионные процессы при последующем облучении твэлов, обусловленные наличием цезия и галогенов, а также возможными технологическими примесями, что практически расширяет предел по выгоранию из-за физико-химического взаимодействия топливо–оболочка.

## 5.7. Промышленные предприятия по изготовлению ядерного топлива

Мировые рынки конверсии, обогащения урана и производства ядерного топлива остаются закрытыми для новых игроков. На рынке конверсии урана доминируют Россия, Китай, Канада и Франция (табл. 5.4), на рынке обогащения урана – Росатом (Россия), Urenco (ЕС), CNNC (Китай) и Orano (Франция), в производстве ядерного топлива – Orano, ТВЭЛ (Россия), GNF и CNNC. По прогнозу World Nuclear Association, имеющиеся мощности по конверсии будут избыточными как минимум до 2025 г., по обогащению – до 2035 г., поэтому возможности для новых участников по встраиванию в технологические цепочки атомной энергетики будут ограничены.

Таблица 5.4. Мощности по конверсии урана и их загрузка в 2020 г.

Компания	Страна	Мощности, тыс. т U/г.	Загрузка, %
Camco	Канада	12,5	72
CNNC	Китай	15	53
ConverDyn	США	7	0
Orano	Франция	15	17
ТВЭЛ	Россия	12,5	96

Заводы по конверсии, осуществляемой в промышленном масштабе, действуют в Канаде, Китае, Российской Федерации, Соединенном Королевстве, США и Франции. Коммерческие услуги по обогащению предоставляются пятью компаниями: Национальной ядерной корпорацией Китая CNNC (Китай), «АРЕВА» (Франция), Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» (Российская Федерация), «ЮСЭК» (США) и «ЮРЕНКО» (Европа и США). Небольшие установки по конверсии и обогащению эксплуатируются в Аргентине, Бразилии, Индии, Исламской Республике Иран, Пакистане и Японии. [26]

ТВЭЛ, дочерняя структура Росатома, производит топливо для корпусных энергетических реакторов с водой под давлением ВВЭР-1000, ВВЭР-440, ВВЭР-1200, PWR, КЛТ-40С; кипящего кор-

пусного реактора ВК-50; реакторных установок с графитовым замедлителем РБМК-1000 и ЭГП-6; реакторов на быстрых нейтронах БН-600 и БН-800. Помимо фабрики собственных тепловыделяющих сборок, ТВЭЛ производила и поставляла за рубеж порошки и таблетки для различных реакторов, в том числе тяжеловодных, а также по соглашению с Areva осуществляла сборочное производство ТВС для реакторов PWR и BWR с использованием регенерированного урана, отправляя эти сборки на европейские рынки. Компания изготавливает топливо из регенерированного урана, а также МОХ-топливо двух видов для реактора на быстрых нейтронах БН-800. Основные мощности фабрики ТВЭЛ сосредоточены на площадках МСЗ (Машиностроительный завод) в Электростали и НЗХК (Новосибирский завод химконцентратов) в Новосибирске. По данным WNA (*World Nuclear Association*), их производительность составляет около 2,8 тыс. т, из которых порядка 90 % приходится на ТВС легководных реакторов. Годовой объем производства топлива – не менее 1300–1400 т. Небольшие установки фабрики малораспространенных видов топлива имеются на других площадках (НИИАР, ГХК, «Маяк»).

**ВЕСТИНГАУЗ** (*Westinghouse*) занимается изготовлением ядерного топлива практически для всех типов легководных реакторов (LWR): PWR, BWR, а также ВВЭР. Основные рынки – США и страны Западной Европы. GNF (*Global Nuclear Fuel*) – совместное предприятие General Electric, Hitachi, Toshiba, которое занимает 17 % рынка. В GNF входит два предприятия: GNF-J (для работы на японском рынке) и GNF-A (для работы на остальных рынках). Компания производит топливо только для реакторов BWR. Базирующаяся в США компания Westinghouse Electric, недавно перешедшая в собственность канадской группы Brookfield, производит топливо для реакторов PWR, BWR, AGR и ВВЭР. Мощности по изготовлению топлива, контролируемые компанией, составляют порядка 3,3 тыс. т в год по ТВС легководных и около 200 т в год топлива газоохлаждаемых реакторов. Заводы расположены в США – Колумбия (*Columbia*), Великобритании – Спрингфилд (*Springfields*), Швеции – Вестерос (швед. *Västerås*), Японии – Токай-Мура и Куматори (*Tokai-Mura* и *Kumatori*). Кроме того, по соглашению с Enusa часть топлива для Westinghouse производилась на заводе испанской компании в Хусбадо. Westinghouse не имеет собственных мощностей

добычи, конверсии или обогащения урана и закупает продукцию этих стадий ЯТЦ у сторонних поставщиков.

**GNF** (*Global Nuclear Fuel*) – холдинговая структура американской General Electric (GE – мажоритарный владелец) и японских Hitachi и Toshiba. Собственные мощности фабрикации – около 1,8 тыс. т. Группа включает две основные компании: GNF-Americas LLC (GNF-A), представляющую интересы акционеров, главным образом, на рынках США и Европы, и GNF-Japan Co Ltd. (GNF-J), деятельность которой ограничена в основном Японией. Эти компании производят исключительно топливо кипящих реакторов на заводах в Уилмингтоне (*Wilmington*) США и Курихама (*Kurihama*) в Японии. Кроме того, в рамках совместной компании GNF-A с Enusa под названием Genusa часть топлива BWR для глобального поставщика производилась на испанском заводе в Хусбадо и предназначалась, в основном, для европейского рынка. До 2017 г. GNF-A также изготавливала топливо для тяжеловодных реакторов CANDU в Канаде, однако этот бизнес был продан BWX Technologies (США).

**AREVA** имеет дочерние структуры на европейском рынке, которые до сих пор покрывали примерно 75–85 % потребностей в топливе атомных станций Франции, а также поставляли ТВС для энергоблоков PWR в Германии, Испании, Швеции, Бельгии, Нидерландии, Швейцарии, Великобритании. В Европе основными рынками для топлива BWR производства Areva являются Германия и Швеция. Наибольший объем поставок Areva приходится на топливо PWR с разной длиной топливного столба, которое шло с завода в Романе (фр. *Romans-sur-Isère*) на рынки Франции, Испании, Бельгии и т.д. Топливо других типов поставлялось с завода в Лингене – на рынки Германии и других стран.

**FRAMATOME** до недавнего времени – часть Areva, а ныне подконтрольная французской государственной компании EDF (фр. *Électricité de France*) (75,5 %), MHI (*Mitsubishi Heavy Industries*) (19,5 %) и Assystem производит топливо для реакторов PWR и BWR. Собственные мощности фабрикации компании составляют около 3,5 тыс. т. Framatome производит ТВС во Франции (Роман-сюр-Изер и Маркуль), Германии (Линген) и США (Ричланд). Кроме того, Framatome – миноритарный совладелец японской компании MNF, которой принадлежит завод фабрикации сборок PWR в Токай-Муре. Через эту же компанию французский поставщик продавал топливо

BWR своего производства на рынке Японии. Помимо ТВС с необлученным обогащенным ураном компания также производит топливо на основе переработанных ОЯТ – ТВС с диоксидом регенерированного урана и MOX-топливо для легководных реакторов (мощности около 200 т в год загружены на 50–80 %). С недавних пор, в результате реструктуризации Areva, компания лишилась собственных возможностей добычи, конверсии и обогащения урана и теперь должна закупать продукцию и услуги первых этапов изготовления топлива на стороне.

ENUSA (исп. *Empresa Nacional del Uranio*) начала деятельность в сегменте ядерного топлива в середине 1970-х гг., когда были достигнуты соглашения о передаче технологий с Westinghouse и General Electric. В 1985 г. был пущен собственный завод Enusa в Хусбадо на северо-западе Испании, откуда поначалу поставлялось топливо только для испанских АЭС. С конца 1980-х гг. начались первые поставки лицензионных ТВС за пределы Испании, однако полноценный выход компании на зарубежные рынки произошел в 1990-е гг., после создания двух упомянутых совместных предприятий с глобальными вендорами: EFG (*European Fuel Group*) с Westinghouse и GENUSA с GNF, которые поставляют топливо конструкций этих поставщиков. В последнее десятилетие порядка 40 % продукции поставлялось Enusa на рынок Испании: соглашения о передаче технологий позволили компании разрабатывать ТВС формально собственных конструкций для поставки напрямую на внутренний рынок. Около 60 % поставок топлива направляется через два совместных предприятия на внешние рынки (Европы) и по объему делятся в различных, но, как правило, сопоставимых пропорциях. Завод в Хусбадо производит таблетки и ТВС для реакторов PWR и BWR, а до 2007 г. осуществлял изготовление небольших партий ТВС для реакторов ВВЭР-440. Мощность предприятия составляет 500 т в год по обоим видам продукции, однако ежегодный объем производства – в диапазоне 320–350 т. В отличие от Areva и Westinghouse, у которых европейские мощности фабрикаций в целом самодостаточны в отношении реконверсии и комплектующих, Enusa не производит порошок диоксида урана и получает ряд компонентов ТВС из-за рубежа, прежде всего из Великобритании и США. ENUSA самостоятельно и через совместные предприятия поставляла ТВС в разное время на все атомные станции Испании, а также во Францию,

Бельгию, Германию, Швецию, Швейцарию, Финляндию. В последние годы основными рынками для топлива PWR, произведенного в Хусбадо, являются Франция и Бельгия, для сборок BWR – Швеция.

**OEG** (рум. *Organizatia Expeditia Geologica*), бывшее совместное предприятие СССР и Румынии «SOVROM KUARTIT», преобразованное в 1963 г. в чисто румынскую компанию. В 1986 г. введено в эксплуатацию предприятие по конверсии урана. На нем началось производство диоксида урана реакторного качества, потребителем которого стал топливный завод в Питешти (рум. *Pitesti*) – румынский производитель топливных элементов для реакторов CANDU, авторизованный в 1995 г. канадской корпорацией AECL (фр. *Énergie atomique du Canada limitée*). На заводе производится все потребляемое в Румынии топливо (приблизительно 210 т в год). В отличие от других европейских стран, Румыния обеспечивает это производство собственной уранодобычей. После 2007 г. наметился сильный разрыв между добычей и потреблением, а после 2015 г. – предполагаемого срока ввода двух новых блоков – разрыв станет катастрофическим.

**CNNC** (*China Nuclear National Corporation*) – китайская атомная вертикально интегрированная госкорпорация. CNNC через свою дочернюю структуру CNFC (*China Nuclear Fuel Corporation*) производит ТВС для легководных реакторов PWR множества видов и ВВЭР-1000; тяжеловодных реакторов CANDU; шаровое микротвэльное топливо для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов HTR-PM. CNNC владеет двумя основными площадками фабрики: в Ибине (провинция Сычуань) и Баотоу (Внутренняя Монголия). Их совокупная мощность приближается к 1 тыс. т. Мощности производства топлива тяжеловодных РУ превышают 200 т в год. CNNC обеспечивает текущий уровень производства всеми стадиями фронтенда, включая собственную конверсию и обогащение, добываемый и ввозимый из-за рубежа уран.

**KNFC** (*Korea Nuclear Fuel Corporation*) – дочерняя структура южно-корейского холдинга KEPSCO (*Korea Electric Power Corporation*). KNFC производит топливо для реакторов PWR разных видов (OPR1000, APR1400, некоторых реакторов Westinghouse), а также CANDU-6. Изготовление осуществляется на специализированной площадке в Тайджоне (*Daejeon*). Мощности составляют 700 т в год для сборок легководных реакторов и до 450 т в год – для

тяжеловодных (производится ~ 300–400 т в год). Компания обеспечивает топливом южнокорейский рынок и поставляет его на экспорт – для первых загрузок строящейся по технологии APR1400 четырехблочной АЭС «Барака» в Объединенных Арабских Эмиратах.

**MNF** (*Mitsubishi Nuclear Fuel*) – японская компания, контрольный пакет акций которой принадлежит Mitsubishi Heavy Industries, а блокирующий – Framatome. Производит сборки для реакторов PWR, в то время как ТВС кипящих реакторов производства Framatome импортировались для японского рынка. Мощности по изготовлению топлива сосредоточены на заводе в Токай-Муре (*Tokai-Mura*), способном выпускать около 450 т топлива в год. Ранее это предприятие обеспечивало ТВС 22 реактора PWR в Японии, поставщиком которых был основной владелец завода, однако после Фукусимы масштабы деятельности в этом секторе сократились. MNF – единственный в Японии поставщик полного цикла, способный производить порошок и таблетки диоксида урана в количестве, достаточном для обеспечения собственного производства.

**INVAP** (исп. *Investigación Aplicada*) – государственная компания прикладных исследований в области ядерных технологий учрежденная в начале 1976 г. В 1950 г. в Аргентине была создана Национальная комиссия по атомной энергии CNEA (исп. *Comisión Nacional de Energía Atómica*), на которую возлагалось руководство всеми научными разработками, внедрением их результатов в различных отраслях экономики и подготовкой кадров. Достигнутый уровень ядерных исследований позволил в 1968 г. при техническом содействии фирмы Kraftwerk Union, филиала западно-германского концерна Siemens, приступить к строительству, стала первой в Латинской Америке АЭС мощностью 357 МВт, которая была подключена к национальной электросети 19 марта 1974 г. В ноябре 1983 г. CNEA официально объявила о том, что обладает собственной технологией полного ядерного цикла. Введено в эксплуатацию предприятие по обогащению урана и изготовлению ядерного топлива в провинции Рио-Негро – атомный технологический комплекс Пильканьеу (исп. *Complejo Tecnológico Atómico Pilcaniyeu*). Опираясь на накопленный опыт создания многоцелевых исследовательских реакторов, аргентинские специалисты приступили к разработке конструкции собственных энергетических реакторных установок, рассчитанных на

производство электроэнергии, тепла и пресной воды. Прототипом нового семейства аргентинских ядерных реакторов стал модульный легководный реактор CAREM-25 (исп. *Central Argentina de Elementos Modulares*) мощностью 25 МВт, строительство которого началось в 2014 г. Таким образом, Аргентина дала старт развитию малой атомной энергетики XXI в. В перспективе планируется производство реакторов типа CAREM мощностью 150 и 300 МВт. Помимо реакторостроения Аргентина нарабатала определенный опыт дореакторного ядерного топливного цикла: добыча и аффинаж урана, конверсия, обогащение, изготовление топлива.

**АЕОИ** (*Atomic Energy Organization of Iran*) – организация по атомной энергии Ирана, является главным иранским правительственным учреждением, ответственным за эксплуатацию объектов ядерной энергетики и ядерного топливного цикла. В 2009 г. Иран объявил об открытии завода по производству ядерного топлива в Исфахане. Завод будет производить топливо для реактора на тяжелой воде в Араке. Производственная мощность завода составляет 10 т ядерного топлива в год для исследовательских реакторов и 30 т топлива в год для будущих легководных реакторов. В 2011 г. официально объявлено, что Иран освоил полный замкнутый цикл производства ядерного топлива.

**NFC** (*Nuclear Fuel Complex*) – комплекс по производству ядерного топлива, основная производственная площадка Департамента по атомной энергии Индии. Основан в 1971 г. с целью поставки ТВС и компонентов активной зоны реакторов. На комплексе производятся природное и обогащенное урановое топливо, оболочки из циркониевого сплава и компоненты реакторного ядра. Комплекс поставляет тепловыделяющие урановые сборки в корпусах из циркониевого сплава и циркониевые структурные компоненты на 14 индийских работающих ядерных реакторов (PHWR, BWR и несколько исследовательских реакторов). Установка в Хайдарабаде (*Hyderabad*) имеет объем производства 250 т диоксида урана в год и предполагается увеличение производства до 650 т в год.

**КАЗАТОМПРОМ.** Основной актив Госкомпании «Казатомпром» в топливной сфере – Ульбинский металлургический завод в Усть-Каменогорске. Казахстан остается крупнейшим в мире производителем порошка и топливных таблеток для разных реакторов (порядка 2 тыс. т в год по обоим продуктам). Таблетки и порошок в

полном объеме экспортируются. Компания пока не имеет собственных мощностей выпуска готового топлива, однако в Ульбе планируется построить завод по изготовлению сборок PWR мощностью 200 т в год по технологии Framatome. Проект осуществляется в рамках совместного предприятия с китайской атомной компанией CGN (*China General Nuclear Power Group*); Казатомпрому принадлежит 51 % акций. Произведенное топливо будет поступать в Китай; таким образом CGN обеспечит существенную часть топливных потребностей своих АЭС.

На территории ЕС сегодня действует семь площадок по изготовлению ядерного топлива и ряд отдельных предприятий, выпускающих комплектующие и материалы. ТВС производятся в Спрингфилдсе (Великобритания), Вестеросе (Швеция), Хусбадо (Испания), Роман-сюр-Изер и Маркуле (Франция), Лингене (Германия), Питешти (Румыния). В Вестеросе, Хусбадо, Романе, Маркуле и Лингене изготавливается топливо легководных реакторов, в Спрингфилдсе – легководных и газоохлаждаемых, в Питешти – только тяжеловодных реакторов. В прошлом изготовление осуществлялась на ряде других площадок (например, в Десселе в Бельгии, Кадараше во Франции), однако сегодня эти мощности закрыты.

Завод в Спрингфилдсе, формально принадлежащий Управлению по выводу из эксплуатации ядерных объектов Великобритании (NDA), находится под фактическим контролем (в долгосрочном лизинге до 150 лет) у компании Westinghouse, которой принадлежит и предприятие в Вестеросе. Заводы в Романе, Маркуле и Лингене принадлежат Areva. Предприятие в Хусбадо эксплуатирует Enusa Industrias Avanzadas S. A., дочерняя компания группы Enusa, принадлежащей испанским госструктурам. Завод в Питешти находится в собственности румынской Nuclearelectrica, преобладающий контроль над которой находится в руках государства.

В отличие от изготовления топлива, в отношении других переделов ЯТЦ Европа не самодостаточна: ЕС импортирует порядка 95 % потребляемого урана (20 % получает от российских компаний) и около 40 % услуг по обогащению (большая часть – от России). За пределами Евросоюза осуществляется и часть конверсии – основная доля таких услуг входит в состав обогащенной урановой продукции, получаемых из России. Если мощность действующих и лицензированных уранодобывающих предприятий в ЕС незначительна по

сравнению с потребностями, то европейские мощности по обогащению и конверсии сопоставимы с потребностями европейских АЭС. Однако с учетом значительных объемов экспорта этих услуг из Европы таких мощностей не хватает.

Современная практика использования Pu, выделенного при переработке ОЯТ легководных реакторов, ограничена рециклированием его в ~ 40 стандартных PWR и BWR, а также в нескольких РБН. К решению этих задач примерно 50 лет тому назад подключились многие государственные и частные фирмы в Бельгии, Германии, а затем США, Франции, Японии и других странах. Была выбрана химическая форма топлива – смешанное уран-плутониевое оксидное топливо – (U, Pu)O<sub>2</sub>, МОКС (англ. *MOX – Mixed Oxide*). В табл. 5.5 представлены сведения о зарубежных производственных мощностях по изготовлению МОКС-топлива для LWR. В таблицу включены также сведения о планируемых заводах в США и Японии.

Начало практики облучения МОКС-топлива было положено в 1963 г. в Бельгии, когда в экспериментальный реактор BR3 (PWR) были загружены первые сборки смешанного уран-плутониевого топлива. В 1966 г. первые эксперименты с МОКС-топливом были проведены в Германии. Рециклирование МОКС-ТВС в энергетическом легководном реакторе впервые было осуществлено на АЭС Обригхайм (*Obrigheim*). За Германией последовала Швейцария, которая начала с 1978 г. устанавливать МОКС-ТВС на АЭС Beznau (PWR), а затем и Gösgen (PWR).

Во Франции решение рециклировать Pu в PWR мощностью 900 МВт<sub>эл</sub> было принято в 1983 г. после успешных экспериментов, проводимых с 1974 г. на реакторе Chooz A (PWR мощностью 310 МВт<sub>эл</sub>). В октябре 1987 г. фирма EdF (*Électricité de France*) получила разрешение установить в активную зону 16 реакторов PWR (900 МВт<sub>эл</sub>) до 30 % МОКС-ТВС.

В 80-х гг. в Канаде были изготовлены 150 сборок (U, Pu)O<sub>2</sub> и (Th, Pu)O<sub>2</sub> топлива для реакторов типа CANDU и проведено несколько экспериментальных облучений. В 90-х гг. Индия приступила к изучению возможности использования МОКС-топлива на Тарапурской АЭС и экспериментальному облучению МОКС-ТВС в исследовательском реакторе CIRUS с целью определения условий рециклирования такого топлива в тяжеловодных реакторах PHWR.

Таблица 5.5. Заводы по изготовлению МОКС-топлива

Страна	Завод и фирма	Производительность по МОКС топливу, т/г	Пуск, статус
Бельгия	Дессель BN (Belgonucleare)	40	1973 г., работает
Италия	LPU (Casaccia)	–	1968 г., остановлен в 80-х гг.
Великобритания	MDF (BNFL)	8	1994 г., остановлен в 2018 г.
Великобритания	SMP (BNFL)	100–120	1997 г., лицензия на эксплуатацию отсутствует
Франция	Кадараш (COGEMA)	35–40	1990 г., работает
Франция	Маркуль (MELOX)	250	1995 г., работает
США	MFFF	70	Строительство прекращено
Япония	J-MOX	100	2014 г., планируется ввод в эксплуатацию
Токай	TRP	15	1981 г., остановлен в 2006 г. (2014 г.)
Индия	Тарапур	10	2005 г., работает
Россия	Завод изготовления топлива (ГХК)	10	2017 г., работает
Россия	ОДЭК	15	2024 г., начало ввода в эксплуатацию

Небольшое число опытов по изготовлению и облучению МОКС-твэлов тяжеловодного реактора провела Аргентина. Проявляет заинтересованность в рециклировании Pu в форме МОКС-топлива в PWR Южная Корея. Большой объем НИОКР по рециклированию Pu в BWR и PWR проводят многие фирмы (*Hitachi, Toshiba, Mitsubishi, TEPCO, KEPCO* и др.) и научные центры в Японии. В 1997 г. электроэнергетические фирмы TEPCO (*Tokyo Electric Power Co*) и KEPCO (*Kansai Electric Power Co*) получили разрешение рециклировать Pu, а в 1999 г. началась загрузка МОКС-ТВС, изготовленных в Бельгии, в 2 PWR и 2 BWR.

Действующий с 1956 г., Маркуле – гигантский объект, находящийся в ведении Комиссариата по атомной энергии и компании AREVA, и известный как СЕА VALRHО Marcoule, с 1995 г. производит смешанное уран-плутониевое топливо для легководных реакторов (*завод MELOX*). Данный вариант следует рассматривать как утилизацию плутония, а не замыкание ядерного топливного цикла.

Исключение в табл. 5.5 составляет последняя строчка, где указано производство не МОКС, а СНУП (*смешанный нитрид урана и плутония*) топлива. Исходными компонентами являются оксидные порошки актинидов, которые смешиваются в определенной пропорции с добавлением сажи и стеарата цинка (связующее) с получением гомогенной смеси пресс-порошка. Из порошка прессуются шашки и направляются на карботермический синтез, который проводится в индукционной вакуумной печи в азотно-водородной атмосфере и с охлаждением в среде аргона. Полученные шашки нитридного топлива дробятся вместе с оборотами производства топлива, прессуются в таблетки и спекаются.

На сегодняшний день Россия является единственной в мире страной, освоившей промышленную ядерную энергетику с использованием реакторов на быстрых нейтронах (БН-600, БН-800). Первый в мире быстрый опытный реактор (*БОР-60*) был введен в эксплуатацию в 1968 г. в Институте атомных реакторов (НИИАР, г. Димитровград, Ульяновской области). Схожие реактора были введены в эксплуатацию в США – ЕВР-2 (*Experimental Breeder Reactor*, 1964), Франции – Rapsodie (1967), Японии – Joyo (1977), Индии – FBTR (*Fast Breeder Test Reactor*, 1985) и Китае – СЕFR (*China Experimental Fast Reactor*, 2010). В 2023 г. реактор БН-800 полностью переведен на МОКС-топливо.

## **6. РАДИОХИМИЧЕСКАЯ ПЕРЕРАБОТКА ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА**

### **6.1. Головные операции**

Под головными операциями подразумевается весь цикл переработки с момента поступления отработавшего ядерного топлива в бассейн-хранилище радиохимического завода до передачи раствора на выделение и очистку ценных компонентов.

Подготовка ОЯТ к химической переработке включает в себя три этапа.

1. Удаление излишнего конструкционного материала (разборка чехлов, ТВС на твэлы, удаление концевых деталей у ТВС). Если конструкция – неразборная, то применяют механическую резку, а также используется электроконтактная и лазерная резка.

2. Вскрытие топливной композиции, которое может проводиться как с разделением материалов оболочки и сердечника, так и без нее.

3. Растворение топлива и осветление растворов (фильтрация, центрифугирование).

#### **6.1.1. Вскрытие отработавших твэлов**

Вскрытие отработавших твэлов является первой операцией технологического процесса переработки топлива [27]. Отделение материала оболочки твэлов от топливной композиции – одна из наиболее сложных в техническом отношении задач процесса регенерации ядерного топлива. В радиохимической технологии разработаны разнообразные методы вскрытия твэлов. Однако до сих пор нет ни одного метода, позволяющего с помощью технически простых средств осуществить достаточно полное удаление оболочки без внесения загрязняющих компонентов в топливные материалы или без потерь ценных компонентов топливной композиции.

Все предложенные методы можно разделить на две группы:

- методы вскрытия с разделением материалов оболочки и сердечника твэлов;

- методы вскрытия без отделения материалов оболочки от материала сердечника.

В обоих случаях используют водно-химические, высокотемпературные и механические методы.

Выбор метода вскрытия твэлов для конкретной технологии зависит от свойств материалов оболочки твэлов, конструкции твэлов, принятой технологии химической переработки ядерного топлива, необходимости обеспечить определенную производительность процесса. Эти методы вскрытия предусматривают снятие оболочки твэлов и удаление конструкционных материалов до растворения ядерного топлива.

**Водно-химические методы (растворение).** Водно-химические методы снятия оболочки заключаются в растворении материалов оболочки в растворителях, не затрагивающих материалы сердечника [28]. Эти методы использовались на первых этапах развития радиохимической технологии для переработки твэлов из металлического урана в оболочках из алюминия или магния и его сплавов. Алюминий легко растворяется в щелочах (обычно используют раствор едкого натра), а магний и магнокс (сплав магния с 1 % Al, 0,015 % Be и 0,03 % Ca) – в разбавленных растворах серной кислоты при нагревании.

Магниевые оболочки можно селективно растворить и в разбавленной азотной кислоте. Однако при этом необходимо строго следить, чтобы температура не превышала 25 °С, так как в противном случае может произойти растворение, а следовательно, и потери урана. Удаление оболочки путем отдельного растворения материалов оболочки и сердечника не требует сложной аппаратуры.

Однако твэлы из металлического урана с алюминиевой оболочкой не характерны для современных типов энергетических реакторов. Современные твэлы имеют оболочки из коррозионно-стойких, трудно растворимых материалов. Наиболее типичны оболочки из циркония, сплавов циркония с оловом (циркалой) или ниобием, а также оболочки их нержавеющей сталей. Селективное растворение этих материалов возможно только в сильно агрессивных средах. Так, для циркония разработаны методы растворения во фтористоводородной кислоте и ее смесях со щавелевой или азотной кислотами, однако при растворении образуется большое количество шламов из диоксида циркония, что обуславливает значительный унос урана и

плутония. Кроме того, такой процесс требует изготовления аппаратуры из специальных коррозионно-стойких материалов.

В США, в Ок-Риджской национальной лаборатории, был испытан называемый ЦИРФЛЕКС-процесс – растворение оболочек из циркония обработкой раствором фторида аммония с добавкой нитрата аммония ( $6 \text{ M NH}_4\text{F} + 1 \text{ M NH}_4\text{NO}_3$ ). Потери урана и плутония в этом процессе составляют 0,05 %. Преимущество замены фтористоводородной кислоты фторидом аммония – отсутствие выделения водорода при растворении. Кроме того, менее агрессивная среда позволяет использовать аппаратуру из аустенитной хромоникелевой стали. Существенный недостаток всех процессов растворения циркониевых оболочек – попадание фторид-ионов на последующие операции и вследствие того повышенная коррозия аппаратуры. Особенно это существенно на стадии упаривания растворов.

Для растворения оболочек из нержавеющей стали был разработан СУЛЬФЕКС-процесс – растворение в кипящей  $4 - 6 \text{ M H}_2\text{SO}_4$  [29].

Несмотря на принципиальную возможность снятия оболочек из циркония и из нержавеющей стали с помощью селективного химического растворения, использование этого метода в процессах переработки твэлов АЭС нецелесообразно не только в связи с уже упомянутыми недостатками этих методов. Основной недостаток химического метода снятия оболочек – образование большого количества сильно засоленных жидких радиоактивных отходов. Для переработки твэлов водо-водяных реакторов это обстоятельство еще более существенно, чем для твэлов газографитовых реакторов в оболочках из алюминия или магния. Легкие оболочки из алюминия и магния составляют лишь небольшую долю массы твэла. Поэтому при их растворении образуется относительно небольшое количество отходов, приходящихся на 1 т перерабатываемого топлива. Масса циркония и нержавеющей стали в твэлах водо-водяных реакторов часто достигает 40–50 % массы ТВС. Соответственно количество отходов на 1 т перерабатываемого топлива значительно возрастает.

**Пирохимические методы снятия оболочки.** Чтобы уменьшить объем отходов от разрушения оболочек и получить эти отходы сразу в твердом состоянии, более пригодном для длительного хранения, разрабатывают процессы разрушения оболочек под воздействием неводных реагентов при повышенной температуре. Эти процессы

пока еще находятся в стадии лабораторных разработок и полупромышленных испытаний. Особенно полезными они могут оказаться в сочетании с неводными методами переработки ядерного топлива.

Один из таких процессов – снятие оболочки из циркония безводным хлороводородом в псевдоожигенном слое  $\text{Al}_2\text{O}_3$  при 350–800 °С. Цирконий превращается при этом в летучий  $\text{ZrCl}_4$  и отделяется от материала сердечника сублимацией.  $\text{ZrCl}_4$ , затем гидролизуется, образуя твердый диоксид циркония. Этот процесс детально был изучен во Франции на установке «Аттила» («*Attila*») в Фонтене-о-Роз (фр. *Fontenay-aux-Roses*).

Исследования показали, что сублимация летучего хлорида циркония приводит к потерям урана. Этих потерь можно избежать, используя смесь безводных  $\text{HF}$  и  $\text{HCl}$  в псевдоожигенном слое из частиц  $\text{CaF}_2$ . Образующийся тетрафторид циркония осаждается при этом на частицах  $\text{CaF}_2$ .

Для удаления оболочек из нержавеющей стали был предложен процесс, основанный на ее деструктивном окислении под действием смеси газообразного хлороводорода и кислорода при 500–600 °С. Разрабатывали и другие методы разрушения оболочек ТВЭЛов под действием газообразных реагентов, например гидрирование или азотирование оболочек из циркония.

Во всех рассмотренных пирохимических методах снятия оболочек процесс идет при высокой температуре с участием агрессивных газообразных реагентов. Поэтому все они требуют довольно сложного, как правило, автоклавного аппаратного оформления. В то же время эффективность их невысока и часто наблюдаются значительные потери ценных компонентов. Поэтому ни один из них пока еще не использован в промышленном масштабе.

**Пирометаллургические методы.** Разработки высокотемпературных методов снятия оболочки направлены на создание методов прямого оплавления оболочек или их растворения в расплавах других металлов. Эти методы основаны на различии температуры плавления материалов оболочки и сердечника или на различии их растворимости в других расплавах металлов или солях [30]. При этом необходимо, чтобы при высокой температуре сохранялась совместимость конструкционных и топливных материалов, т.е. чтобы между ними не происходило взаимодействия.

В табл. 6.1 приведена температура плавления некоторых топливных и конструкционных материалов.

Таблица 6.1. Температура плавления некоторых топливных и конструкционных материалов

Материал	Температура плавления, °С
UO <sub>2</sub>	2800
U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	2500
Карбид урана	2350
Нержавеющая сталь	1400–1500
Циркалой	1855
Магний	651
Алюминий	680

Метод плавления оболочек из нержавеющей стали и их отделение от материалов сердечника разработан в России. При нагревании в тигле сборок твэлов до 1450–1550 °С стальные конструкционные детали сборок расплавляются. Расплав фильтруют в дополнительную емкость. Сердечники твэлов остаются в тигле, откуда затем выгружаются.

Интересна разработка метода плавления нержавеющей стали в дисперсных твэлах, где сталь служит наполнителем для ядерного топлива (UO<sub>2</sub>, PuO<sub>2</sub>). Расплавленная сталь не смачивает оксиды урана и плутония, поэтому происходит разделение основных компонентов топлива и инертных наполнителей. Застывшие гранулы стали можно отделить с помощью магнитной сепарации. Окончательное разделение происходит на стадии растворения топливных материалов в азотной кислоте, в которой нержавеющая сталь не растворяется, или на стадии фторирования топлива в случае газофторидной технологии.

Разработаны также различные варианты плавления магниевых оболочек твэлов газографитовых реакторов при 550–700 °С. Однако наиболее эффективен разработанный во Франции метод сублимации магниевой оболочки в вакууме при 612 °С, т.е. еще до достижения температуры плавления магния. Этот метод нашел промышленное применение на заводе UP1 в Маркуле (фр. *Site nucléaire de Marcoule*).

Установка для сублимации представляет собой трубчатую горизонтально расположенную печь, продолжением которой служит грохот. Печь нагревается с помощью электронагревателей. Магний улавливается в ротационном конденсаторе, очищается и собирается в вощи, где он находится в твердом состоянии под слоем жидкости.

Разрабатывали также различные варианты растворения оболочек твэлов в расплавах других металлов. Это дает возможность снимать оболочки при температуре более низкой, чем температура плавления материала оболочки. Так, были предложены методы растворения оболочек из нержавеющей стали в расплавах цинка при 800 °С под слоем флюса ( $\text{CaCl}_2 + 15\% \text{CaF}_2$ ), в расплавах сурьма-медь-марганец при 700–1000 °С и в расплаве олова при 1550 °С. Эти работы имеют исследовательский характер и еще не доведены до уровня промышленной разработки.

**Механические методы снятия оболочки.** Химические и пирометаллургические методы снятия оболочек не обеспечивают достаточно полного удаления оболочек. Часть конструкционных материалов остается на сердечниках и попадает в основные технологические растворы. Поэтому были разработаны механические методы снятия оболочек без их химического разрушения. Процесс механического снятия оболочек включает несколько операций. Сначала отрезают концевые детали ТВС и разбирают на пучки твэлов и на отдельные твэлы. Затем механически снимают оболочки отдельно с каждого твэла (рис. 6.1).

На заводе в Ханфорде (США) применяли метод выпрессовки сердечника  $\text{UO}_2$  из алюминиевой оболочки с помощью специальной пресс-формы и пуансона. Диаметр отверстия в пресс-форме должен быть больше диаметра сердечника, а диаметр пуансона – меньше.

В Великобритании на заводе в Селлафилде до последнего времени осуществляли снятие магноксовых оболочек с сердечников из металлического урана так называемым методом «очистки банана». Продольный надрез оболочки производится тремя фрезами, расположенными по отношению друг к другу под углом 120°.

В Ханфорде, Саванна-Ривере, Ок-Ридже (США) оболочки снимали путем их деформирования прокаткой на роликовых правильных машинах.

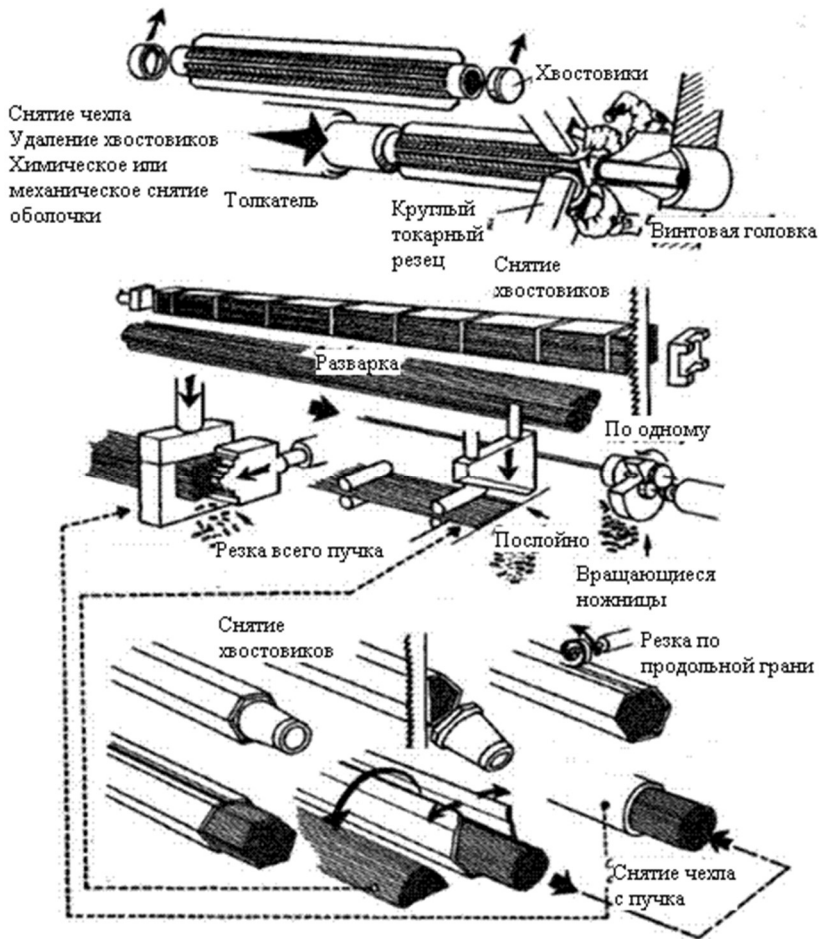


Рис. 6.1. Варианты операции расчехловки и резки, применяемые на различных заводах

Предложены различные варианты электрохимической резки касет и оболочек твэлов для освобождения сердечников твэлов, основанные на электрохимическом анодном растворении конструкционных материалов. Растворяющий электролит подается специальными иглами на узкую полоску, образующую разрез по периметру касеты.

Разрабатывались и другие варианты механического снятия оболочек. Недостаток всех этих методов – возможность захвата с оболочкой твэла материала сердечника, т.е. потери ценных компонентов. Кроме того, оборудование, необходимое для механического снятия оболочек, имеет высокую стоимость, сложно по конструкции и в управлении. Для каждого из видов твэлов, отличающихся по форме или размеру, необходимо создавать специальное оборудование.

Все рассмотренные выше методы вскрытия ядерного топлива с отделением конструкционных материалов от топливных совместимы с водными способами переработки топлива. Они не вносят существенных дополнительных загрязнений в растворы топливных материалов, и конструкционные материалы твэлов не влияют на последующий процесс переработки. Однако, как в процессах химического, так и в процессах механического снятия оболочек может происходить захват материалов сердечника, что вызывает потери ценных компонентов.

Это особенно существенно при переработке топлива с высоким содержанием делящихся материалов – плутония или высокообогащенного урана. Поэтому уже на ранних этапах развития радиохимической технологии начали разрабатывать методы вскрытия, совмещенные непосредственно с процессами переработки топлива.

**Вскрытие твэлов без отделения материалов оболочки от материала сердечника.**

*Химические методы.* Эта группа методов, так же как и предыдущая, включает водно-химические и пирохимические методы вскрытия. В обоих случаях предусматривается одновременное разрушение оболочек и сердечников и переводение их в ту фазу, из которой предполагается проводить дальнейшую химическую переработку делящихся материалов. При этом сброс компонентов конструкционных материалов происходит одновременно с очисткой урана и плутония от других примесных и осколочных элементов.

При реализации водно-химических методов оболочку и сердечник растворяют в одном и том же растворителе с получением общего раствора.

Совместное растворение целесообразно в тех случаях, когда перерабатывают топливо с высоким содержанием ценных компонентов ( $^{235}\text{U}$  и Pu) или когда на одном заводе перерабатывают разные

виды топлива, особенно, если твэлы различаются размером и конфигурацией.

Установка специального разделочного оборудования для каждого вида твэлов нецелесообразна. Кроме того, форма перерабатываемых твэлов может оказаться слишком сложной для механического снятия оболочек. Характерным примером такого производства являются заводы США в Айдахо, где перерабатывается более 24 видов топлива, и в Саванна-Ривере, где совместное растворение использовали при переработке высокообогащенного топлива для предотвращения его потерь. Совместное растворение проводили также на заводе Еврокемик в Моле (Бельгия). При использовании пирохимических методов твэлы обрабатывают газообразными реагентами, которые разрушают не только оболочку, но и сердечник твэлов.

*Механические методы.* Удачной альтернативой методам вскрытия с удалением оболочки и методам совместного разрушения оболочки и сердечников оказался так называемый метод рубка-выщелачивание. Метод пригоден для переработки твэлов в оболочках, нерастворимых в азотной кислоте. Сборки твэлов или отдельные твэлы в оболочках разрезают на мелкие куски. Обнажившийся сердечник твэла становится доступным действию химических реагентов и растворяется в азотной кислоте. Нерастворившиеся оболочки твэлов отмывают от остатков задержавшегося в них раствора и удаляют в виде скрапа.

Рубка твэлов имеет определенные преимущества перед описанными выше методами. Образующиеся отходы – остатки оболочек – находятся в твердом состоянии, т.е. не происходит образования жидких радиоактивных отходов, как при химическом растворении оболочек. Нет и значительных потерь ценных компонентов, как при механическом снятии оболочек, так как отрезки оболочек могут быть отмыты с большой степенью полноты.

Конструкция разделочных машин (при осуществлении этого метода) упрощается в сравнении с конструкцией машин для механического снятия оболочек. Кроме того, поступающие на переработку растворы топлива не содержат большого количества балластных материалов, как при совместном растворении оболочек и сердечников твэлов. Метод рубка-выщелачивание получил широкое признание как наиболее целесообразный метод вскрытия при переработке оксидных твэлов в оболочках из циркония или нержавеющей стали.

Поэтому он стал наиболее типичным методом вскрытия твэлов энергетических реакторов.

Разработка метода рубки-выщелачивания была начата еще в 50-е гг. в СССР и США. Первые результаты его применения для рубки твэлов первой советской АЭС были доложены на Второй Женевской конференции по мирному использованию ядерной энергии. В промышленном масштабе этот метод впервые был внедрен на заводе в Vest Valey в США. Метод, по существу, состоит из двух процессов:

- рубки твэлов на куски;
- растворения композиции.

Эти процессы составляют два самостоятельных узла технологической схемы. На работающих и строящихся заводах метод применяют в трех модификациях:

- рубка целой сборки без предварительного ее демонтажа;
- рубка сборки после отделения от нее хвостовиков;
- полный демонтаж сборки и рубка отдельных стержней

В России, Франции, США, Германии разработаны агрегаты рубки сборок твэлов и отдельных твэлов. При этом в предполагаемых вариантах машин предусмотрено как вертикальное, так и горизонтальное расположение режущего механизма.

В качестве режущего механизма предлагаются ножницы, вертикальный и горизонтальный ножи, а для отрезки концевых деталей ТВС – пилы с вращающимися электродами, плазменный резак и др.

Французская фирма «Сен-Гобен Текник Нувель» (новое название *Sosiete' Generate Techniques Nouveiles*) разрабатывает агрегаты рубки в различных вариантах, специально приспособленных к технологической схеме завода-заказчика.

Размер отрезков топлива может изменяться в пределах 25–75 мм. Агрегат может рубить сборки длиной до 6 м, сечением 300×300 мм. Скорость рубки 5 уд./мин; производительность агрегата может быть доведена до 5 т/сут. Потери ценных компонентов на этой операции составляют около 0,2 %. В середине 70-х гг. эта фирма была монополистом в сфере изготовления и поставок разделочных машин за рубежом. Она изготовила агрегаты рубки для заводов США, Франции, Японии, Индии. В 80-х гг. эта фирма также занималась проектированием и производством агрегатов для заводов Франции и Японии.

Рубку целой сборки твэлов производят и проектируют в дальнейшем производить на перерабатывающих большие партии однотипного топлива заводах на м. Аг во Франции, в Токаи-Мура в Японии и в Селлафилде в Великобритании.

На опытно-промышленных заводах, например, на заводе WAK в Германии, чтобы избежать установки дорогостоящего сложного оборудования, рубили не целые сборки, а отдельные твэлы или пучки твэлов. Для этого у ТВС сначала срезали хвостовики, удаляли скрепляющие детали и вытягивали твэлы. Высвобожденные твэлы поступали в агрегат рубки.

В России на РТ-1 предусмотрено сплющивание сборки твэлов с помощью специального устройства и затем резка (рубка) на куски длиной 10–40 мм с помощью прессы рубки. Увеличение длины кусков при резке твэлов повышает производительность режущих агрегатов и уменьшает потери топлива на данной стадии. Однако при этом может повышаться продолжительность растворения.

Как отмечалось выше, существенный недостаток метода рубки-выщелачивания – сложность оборудования для рубки твэлов и необходимость его дистанционного обслуживания. В настоящее время исследуют возможность замены механических способов рубки.

Так, изучали возможность электролитической резки кожуха сборок и оболочек твэлов с одновременным выщелачиванием топлива электролитом.

В Великобритании (завод в Дунрее), России, Франции и США проводят разработки, связанные с использованием для резки сборок твэлов лазерного луча. На заводе в Дунрее (*Dounreay*) лазерную резку применяют для отрезания хвостовиков сборок твэлов реакторов на быстрых нейтронах, а также для продольной и поперечной резки кожуха сборки твэлов. После освобождения топливных стержней все оставшиеся конструкционные детали сборок режут также с помощью лазера на более мелкие куски, которые затем упаковывают в контейнеры для хранения. Испытания лазера мощностью 400 Вт, работающего в непрерывном режиме, показали, что он может быть точно сфокусирован для резки кожуха (толщиной 3,25 мм) вдоль и поперек со скоростью резки 0,5 м/мин и при этом не будет оказывать большого влияния на прилегающие к кожуху топливные стержни.

Изучение возможных последствий аварийных случаев разрезания топливных стержней (хотя такие случаи и считают маловероятными) показало, что при воздействии луча лазера на сердечник возможно улетучивание некоторых продуктов деления и плутония, а также сплавление топливных материалов с образованием труднорастворимых соединений. В Радиевом институте им. В.Г. Хлопина исследовалась возможность резки лучом лазера твэлов ВВЭР с разной глубиной выгорания. Была создана установка, включающая узел формирования лазерного луча, систему его транспортирования и ввода в защитную камеру, блок для размещения и герметизации вскрываемого топлива и систему для улавливания и анализа в процессе резки твэлов компонентов газовой смеси. Результаты испытаний показали принципиальную возможность осуществления лазерного метода резки. Заданная мощность луча обеспечивала резку единичных твэлов ВВЭР в течение 0,5–1,0 с при ширине реза около 0,9–0,8 мм.

Количество радиоактивных материалов, уносимых во время резов, соизмеримо с тем, которое образуется при механической рубке. Выделение газообразных и легколетучих компонентов определяется только объемом вскрываемой зоны твэла.

Растворение партии кусков твэлов ВВЭР, нарезанных с помощью лазерного луча, не выявило существенного отличия от скорости растворения механически нарубленного топлива. Количество нерастворимых остатков и содержание в них урана и плутония были на допустимом уровне, близком к показателям традиционных способов вскрытия топлива.

Преимущество лазерной резки твэлов в сравнении с механической рубкой состоит в отсутствии сложного оборудования, требующего дистанционного обслуживания и ремонта. Однако лазерная резка невозможна без создания установок с большим ресурсом непрерывной работы луча, совершенствования оптических систем транспортирования луча, его ввода в активную зону, фокусировки луча и геометрической ориентации при вскрытии твэлов [31].

В отработавших твэлах с высокой и средней глубиной выгорания накапливается большое количество газообразных радиоактивных продуктов, которые представляют серьезную биологическую опасность.

Этими продуктами, прежде всего, являются тритий, иод и криптон. В процессе растворения ядерного топлива основная их часть выделяется и уходит с газовыми потоками.

Однако некоторое количество радиоактивных газов остается в растворе, а затем распределяется в большом количестве продуктов по всей цепочке переработки. Особую опасность при этом представляет тритий, образующий тритированную воду (НТО), которую весьма трудно отделить от обычной воды. Поэтому на стадии подготовки топлива к растворению предлагается вводить дополнительные операции, позволяющие освободить топливо от основной массы радиоактивных газов и сосредоточить их в небольших объемах сбросных продуктов. Предложенные для этой цели методы хорошо сочетаются с методами резки твэлов на отдельные куски.

В США, России, Германии и Японии разработан метод предварительной обработки топлива, получивший название «волоксидация», при котором куски оксидного топлива подвергаются обработке кислородом при 450–470 °С. В этих условиях происходит перестройка структуры решетки оксидного топлива в связи с переходом  $UO_2 \rightarrow U_3O_8$ . Образование октаоксида триурана приводит к увеличению поверхности топливных частиц, причем общий объем их может увеличиться до 30 %. Это вызывает рост напряжения и даже разрыв оболочек, что способствует выделению газообразных продуктов деления – трития, иода и благородных газов.

При испытании процесса волоксидации на опытной установке в Радиевом институте им. В.Г. Хлопина куски твэлов длиной 40–50 мм подвергали нагреву до 420–460 °С в атмосфере кислорода в течение 6–8 ч. При этом в газовую фазу выделялось около 99,5 % трития, главным образом в виде НТО. Характер выделения благородных газов и иода существенно зависит от факторов, относящихся как к самому топливу, так и к условиям окислительной обработки. Поведение их в процессе объемного окисления кислородом весьма сложно.

Степень выделения в газовый поток непостоянна и составляет 40–70 % для Кг и 2540 % для  $^{129}I$ . Одновременно происходит отгонка примерно 90 % Ru в форме  $RuO_4$ .

Разрыхление топливного материала при выделении газообразных продуктов, а также при переходе диоксида урана в  $U_3O_8$  способ-

ствует ускорению последующего растворения топливных материалов в азотной кислоте. С этой же целью были предложены также и другие процессы газотермической обработки вскрытых твэлов, например гидрирование водородом, науглероживание, окисление при воздействии воздуха или паров воды и т.п. В некоторых разработках рекомендовано вести эти процессы в условиях вибрации топливных материалов.

В табл. 6.2 приведена сводка основных методов вскрытия твэлов.

Абревиатуры заводов, приведенных в табл. 6.2: THORP – Thermal oxide reprocessing plant; UP – Uranium-plutonium; WAW – Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf (завод спроектирован, но построен не был); JNFS – Japan nuclear fuel service (компания-оператор завода Rokkasho reprocessing plant, построен, в эксплуатацию не введен).

Таблица 6.2. Сравнение параметров заводов по переработке оксидного топлива

Параметр	THORP, Велико- британия	UP3, UP2 800, Франция	WAW, Герма- ния	Индия	JNFS, Япония
Производительность, т/сут, т/г.	3 (1,7) 600 в пер- вые 10 лет	2 (4) 2 (800)	2 350	0,5 100	4 800
Рабочие дни в году	250	250–300	300		200–300
Глубина выгорания топлива, ГВт·сут/т	До 40	До 40	До 40	20	До 40
Выдержка топлива, г.	5	> 4	До 7	0,5	> 1
Режим работы	Круглосуточно для всех заводов				

Продолжение табл. 6.2

Параметр	THORP, Велико- британия	UP3, UP2 800, Франция	WAW, Герма- ния	Индия	JNFS, Япония
Вместимость храни- лищ:					
отработавшего топ- лива АЭС, т	4000	8000	1500	100	3000
уранилнитрата, м <sup>3</sup>	100	200	3–50	Хранят в виде оксида	100
(концентрация, г/дм <sup>3</sup> )	(300)	(450)	(450)	(450)	(450)
нитрата плутония, м <sup>3</sup>	2	2	2	2	2
(концентрация, г/дм <sup>3</sup> )	(300)	–	(250)	–	(250)
концентрата ВАО, м <sup>3</sup>	1600	~ 1600	До 2000	1000	3600
концентрата САО, м <sup>3</sup>	10000	5000–9600	200–300	2000	10000
органических отхо- дов, м <sup>3</sup>	250	500	До 100	200	350
Твердые отходы:					
оболочки, м <sup>3</sup> /т	1	0,6–1	0,5	0,6–0,8	0,5
ионообменная смола, м <sup>3</sup> /т	11,5	–	1	100	1,5
фильтры системы газоочистки, м <sup>3</sup> /т.	500	–	1000	100	500
плутоний содержа- щие материалы, м <sup>3</sup> /т	1,3	1	1	–	1,5

Параметр	THORP, Велико- британия	UP3, UP2 800, Франция	WAW, Герма- ния	Индия	JNFS, Япония
Расход:					
воды, м <sup>3</sup> /г.	5,9·10 <sup>6</sup>	–	1,5·10 <sup>6</sup>	8·10 <sup>4</sup>	4·10 <sup>5</sup>
пара	5·10 <sup>5</sup> т/г.	–	270 м <sup>3</sup> /г.	5·10 <sup>4</sup> т/г.	6,6·10 <sup>5</sup> т/г.
электричества, кВт·ч/г.	5·10 <sup>7</sup>	–	–	10 <sup>7</sup>	9,5·10 <sup>7</sup>
Оборудование на подготовительных операциях	Аппарат для рубки сборки твэлов				
	Раствори- тель перио- диче-ского действия	Непре- рывно дей- ствующий аппарат	Раство- ритель периоди- ческого действия		
На I цикле	Пульсационные колонны на всех заводах				
На II и III циклах урановой ветви	Смесители-отстойники			Пульса- ционные колонны	Смесите- ли-отстой- ники
На II и III циклах плутониевой ветви	Пульсационные колонны на всех заводах				

### 6.1.2. Волоксидация топлива

Операция волоксидации представляет собой объемное окисление топливного материала в газовой фазе. Целью данной операции является удаление <sup>3</sup>H и других газообразных и летучих компонентов из ОЯТ до начала проведения дальнейших химических операций. Данный процесс активно разрабатывается научными группами России [32], США [33] и Южной Кореи [34].

Термин «волоксидация» впервые был предложен авторами работ Ок-Риджской национальной лаборатории (*Oak Ridge National*

*Laboratory, ORNL*) в США [35] для обозначения процесса окисления облученного топлива в кислородсодержащей атмосфере.

Термин происходит от англоязычного понятия объемного окисления «voloxidation» (*volume oxidation*). Сама идея о волоксации появилась в связи с проблемой окисления маловыдержанного ОЯТ при контакте с воздушной атмосферой. При экспозиции такого ОЯТ на воздухе наблюдали разрушение топливных таблеток, а также выход газообразных продуктов в объем газовой фазы. В настоящее время под волоксацией обычно понимают высокотемпературную обработку ОЯТ в различных газовых средах с целью удаления из топлива летучих компонентов, в основном  $^3\text{H}$ .

Основным объектом изучения были смешанные оксиды U, Pu –  $\text{U}_{0,8}\text{Pu}_{0,2}\text{O}_2$  и  $\text{U}_{0,75}\text{Pu}_{0,25}\text{O}_2$ , полученные с помощью механического смешения, соосаждения и золь-гель синтеза с последующим восстановительным спеканием. Окисление диоксидов на воздухе началось при температуре выше  $350\text{ }^\circ\text{C}$ , и представляло собой диффузионно-контролируемую реакцию первого порядка. При этом полной конверсии (U, Pu)  $\text{O}_2$  в смесь фаз  $\text{MO}_2$  и  $\text{M}_3\text{O}_8$  не наблюдалось. Более подробное изучение окисления показало, что окисление  $\text{U}_{0,8}\text{Pu}_{0,2}\text{O}_2$  – двухстадийный процесс, при этом в интервале температур  $500\text{--}600\text{ }^\circ\text{C}$  конечное значение отношения О/М достигает величины 2,55. Первая стадия окисления является быстрой и приводит к образованию тетрагональной фазы типа  $\text{M}_3\text{O}_7$  с соотношением О/М = 2,35. Следующая стадия, приводящая к разрушению окисляемого материала до порошкообразного состояния, связана с превращением фазы  $\text{M}_3\text{O}_7$  в смесь фаз  $\text{MO}_2$  и  $\text{M}_3\text{O}_8$ . Скорость этой реакции сильно зависит как от температуры процесса, так и от микрораспределения Pu в объеме диоксида, непосредственно связанного со способом его получения. В случае  $\text{U}_{0,75}\text{Pu}_{0,25}\text{O}_2$  окисление образцов протекает относительно легко лишь до соотношения О/М = 2,35, дальнейшего окисления практически не наблюдалось. При этом состав продуктов окисления соответствовал фазе типа  $\text{M}_4\text{O}_9$  с кубической структурой.

Различие в объеме элементарной ячейки  $\text{UO}_2$  и  $\text{U}_4\text{O}_9$  составляет приблизительно 2 %. Такое минимальное различие обеспечивает сохранение механической прочности исходных образцов. Увеличение объема элементарной ячейки  $\text{U}_3\text{O}_8$  на 33 % больше, чем у  $\text{UO}_2$ , что является движущей силой механического разрушения таблеток.

Охрупчивание оксидной керамики, скорее всего, происходит по границам зерен. Это может быть важным фактором при анализе выделения газов в процессе волоксации. С ростом степени выгорания топлива увеличивается степень диффузии радиоактивных благородных газов (РБГ) в пустоты микронного масштаба, локализация пустот происходит преимущественно по границам зерен топливного материала [36], при этом степень извлечения РБГ будет тем больше, чем больше выгорание перерабатываемого топлива.

Изменение структуры с ростом выгорания приводило к высокой степени извлечения Кг в ходе волоксации. При этом, помимо удаления летучих компонентов ОЯТ, наблюдался выход из объема топлива и осаждение таких радионуклидов, как  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ . При обработке МОКС-топлива волоксация не оказывает значимого влияния на количество нерастворенного Рu-содержащего материала.

Интенсификация процесса окисления возможна путем встряхивания обрабатываемого материала и увеличения содержания кислорода в газовой фазе. Отдельное внимание при проектировании оборудования должно уделяться точному контролю температуры процесса для предотвращения спекания получаемого продукта. В качестве основы для промышленного аппарата-волоксатора предложено использовать вращающуюся печь с принудительной агитацией обрабатываемого материала.

В ORNL проведен анализ поведения оксидного ОЯТ легководных реакторов в процессе волоксации [37]. Объектом исследования в данных экспериментах послужила тестовая сборка PWR реактора Н.В. Robinson-2 мощностью 665 МВт (эл.). Данная сборка имела среднее выгорание 28000 МВт·сут/т и эксплуатировалась при средней линейной мощности энерговыделения 17–23 кВт/м. Для волоксации были использованы фрагменты твэлов длиной 2,54 см с оболочкой из циркалоя-4, а также просыпи топливного материала, возникшие в ходе разделки твэлов. Волоксацию осуществляли во вращающемся волоксидаторе при 480 °С в потоке воздуха при давлении 1 атм в течение 3–4,5 ч. По окончании волоксации весь керамический материал находился в порошкообразном состоянии. Во всех экспериментах степень извлечения  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ , Кг и  $^{129}\text{I}$  достигала 97–99, 50, 6 и 1 %, соответственно. В ходе волоксации наблюдали

неравномерное потребление кислорода по мере протекания процесса. Были отмечены два выраженных максимума потребления  $O_2$ , объясняемые, по-видимому, двухстадийным характером окисления  $UO_2$  с промежуточным образованием  $U_4O_9$ . Одновременно с этим наблюдали максимумы выделения Kr с некоторым запаздыванием по отношению к максимумам потребления  $O_2$ . Для  $^3H$  такое поведение наблюдали лишь в случае волоксидации топлива внутри оболочек твэлов, в случае просыпей выделение  $^3H$  было равномерным. Также было установлено, что значительная активность  $^3H$  (до 40 %) сосредоточена в материале циркониевых оболочек. В ходе волоксидации не наблюдалось значимого извлечения  $^3H$  из материала оболочек. Было показано, что слаболетучие компоненты ОЯТ ( $^{106}Ru$ ,  $^{125}Sb$ ,  $^{134,137}Cs$ ,  $^{144}Ce$ ), в основном, осаждаются на внутренних поверхностях волоксидатора и механических фильтрах. При этом  $^{129}I$  оказывался в ловушке из активированного угля. Выходы слаболетучих компонентов из объема топлива были незначительными (0,01–0,03 %). Операция волоксидации практически не влияла на переход в фазу раствора U и Pu при растворении в 7 М  $HNO_3$ . При этом после волоксидации наблюдали увеличение массы (с 0,2 до 0,6 % от исходной массы материала) нерастворимого осадка, остающегося после обработки  $HNO_3$ . Основными компонентами осадка являлись Mo, Tc, Ru, Rh, Pd. Влияния волоксидации на переход в фазу раствора Cs, PЗЭ, Tc обнаружено не было.

В 60-х гг. XX в. был разработан процесс газовой конверсии оксидного ОЯТ, идеологически схожий с волоксидацией. Данный процесс был назван AIROX (*Atomic International Reduction Oxidation*) и заключался в использовании связки процесса окисления топлива с его последующим восстановлением. Конечный продукт восстановления планировалось не подвергать классическому гидрометаллургическому переделу, а направлять на фабрикацию из него нового оксидного топлива [38]. Предлагаемый процесс заключается в следующем. Облученное оксидное топливо на основе  $UO_2$  либо  $(U, Pu)O_2$  окисляют до  $U_3O_8$  в кислородсодержащей атмосфере при 400–600 °С. При этом происходит удаление  $^3H$  и части  $^{14}C$ ,  $^{85}Kr$ ,  $^{129}I$ . Полученную композицию на основе  $U_3O_8$  далее восстанавливают в атмосфере, содержащей 10–20 %  $H_2$ , при температуре 600–800 °С. При этом удаляется оставшаяся часть  $^{14}C$ ,  $^{85}Kr$ ,  $^{129}I$ . Для получения топливной композиции, пригодной к эксплуатации в реакторе, проводят

восстановительное спекание в атмосфере Ar – H<sub>2</sub> при 1700 °С. В процессе высокотемпературного спекания дополнительно удаляется значительная часть таких компонентов, как Cs, Ru, Te, Cd.

AIROX-процесс был исследован применительно к реальным образцам ОЯТ. Были использованы образцы твэлов в оболочке из нержавеющей стали, содержащих UO<sub>2</sub> с выгоранием 5700, 18000 и 21000 МВт·сут/т. Образцы данного ОЯТ были переработаны в трех циклах окисления-восстановления [33]. Из полученного продукта были изготовлены таблетки UO<sub>2</sub>, которые дополнительно были облучены до выгорания 10000 МВт·сут/т. Затем образцы данного ОЯТ вновь были переработаны по схеме AIROX-процесса, и из них снова были изготовлены таблетки UO<sub>2</sub>. Было показано, что увеличение давления на стадии окисления от 0,1 до 0,5 атм приводит к трехкратному росту скорости реакции. Проведение окисления при давлении 1 атм приводило к закупориванию твэлов, однако последующее восстановление в атмосфере 15 % H<sub>2</sub> – 85 % N<sub>2</sub> позволяло устранить это явление. Создание технологических отверстий в стенке твэла увеличивало скорость процесса в 8–16 раз. При этом разрыв оболочки всегда происходил вдоль линии отверстий. За одну стадию окисления удавалось удалить до 99,96 % топливного материала, при этом от 68 до 91 % частиц порошка имели размер частиц менее 74 мкм. Не было отмечено существенной разницы в переработке необлученного топлива и топлива с высокой степенью выгорания, за исключением того, что в последнем случае 2 % продукта переработки имели размер частиц более 74 мкм. Увеличение количества циклов окисления-восстановления позволило решить и эту проблему. Наблюдался существенный рост реакционной способности продуктов конверсии по отношению к HNO<sub>3</sub>. В случае холодной 50 % HNO<sub>3</sub> время полного растворения исходного ОЯТ и ОЯТ, прошедшего окислительную обработку, один цикл восстановления и три цикла окисления-восстановления, последовательно уменьшалось в ряду 20 ч > 1 ч > 15 мин > 5 мин. AIROX-процесс может быть рассмотрен не только как часть технологии пирохимической переработки ОЯТ, но и как стадия головного процесса в классическом гидрометаллургическом переделе.

Сотрудники Японского института атомной энергии (*Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI*) разработали процесс, аналогичный AIROX-процессу. Объектом исследования было слабооблученное

топливо на основе  $\text{UO}_2$  с заведомо высоким содержанием  $^3\text{H}$ . Для волоксидации был использован аппарат на основе шаровой мельницы с емкостью 2 кг  $\text{UO}_2$ . Окисление проводили при 350–550 °С и содержании кислорода 10–40 % при постоянном перемешивании. До стадии окисления делали предварительное азотирование в атмосфере  $\text{N}_2$ , по-видимому, для удаления  $^3\text{H}$  из циркалоя. Восстановление осуществляли в атмосфере  $\text{H}_2 - \text{N}_2$ , содержавшей от 1,5 до 17 %  $\text{H}_2$ , при 510–720 °С. Выделение  $^3\text{H}$  на стадии восстановления было незначительным. В результате цикла окисление-восстановление в газовую фазу удалось извлечь 99,9 %  $^3\text{H}$ .

В настоящее время сохраняется интерес к процессу объемного окисления в российской научной среде, и предпринимаются довольно успешные попытки внедрения этого процесса в радиохимическую технологию. Сотрудниками Радиевого института [39] описаны результаты волоксидации образцов облученного оксидного ОЯТ. Для эксперимента использовали топливо реактора ВВЭР–1000 с начальным обогащением 3,3 %  $^{235}\text{U}$ , средним выгоранием 36,7 ГВт·сут/т и временем выдержки 15,5 лет. В эксперименте использовали фрагменты циркониевых ( $\text{Zr} - 2\% \text{Nb}$ ) твэлов длиной 30 мм и общей массой топлива 30–35 г. Особенностью данной работы является то, что помимо окисления авторами была предпринята попытка реализовать термохимическое разрушение (охрупчивание) оболочек твэлов, которое получило название технология «Хруст».

Обработка циркониевых оболочек твэлов в воздушной атмосфере при 1000 °С позволяет окислить до 10–15 % циркония в течение 10 мин, приводя к механическому разрушению оболочек. Освобожденное от оболочек топливо далее подвергали волоксированию. Окисление проводили, используя кислородсодержащие газовые смеси различного состава, в изотермических условиях, или в условиях линейного подъема температуры. На воздухе наибольшая скорость окисления происходит при 480 °С, с увеличением содержания  $\text{O}_2$  наблюдается снижение температуры до 430 °С. Дальнейший рост температуры и содержания  $\text{O}_2$  приводит к замедлению реакции и спеканию ее продуктов. Снижение этих величин повышает выход порошкообразного продукта. Изменение температур в интервале

350–500 °С слабо влияет на степень выхода  $^{14}\text{C}$ ,  $^{85}\text{Kr}$  и  $^{129}\text{I}$ . Значимое влияние наблюдается при температуре 600 °С.

К настоящему времени процесс волоксации реализован в технологической цепочке Опытного-демонстрационного центра (ОДЦ) Горно-химического комбината, г. Железнодорожск [40]. В рамках опытной эксплуатации комплекса ОДЦ была произведена тестовая переработка одной облученной сборки реактора ВВЭР–1000 с выгоранием не более 50 ГВт·сут/т и выдержкой не менее 7 лет. Процесс волоксации проводили при температуре 500–550 °С в паровоздушной атмосфере [41]. В результате была достигнута степень волоксации ОЯТ, равная 97,8 %. Брутто-состав конечного продукта соответствовал  $\text{UO}_{2,55}$ . В результате окисления в газовую фазу было удалено 99,995 %  $^3\text{H}$ , при этом последующее растворение волоксидированного ОЯТ не вызвало каких-либо технологических затруднений.

В настоящее время процессы термохимического вскрытия и переработки ОЯТ помимо Российской Федерации активно развиваются в США, Южной Кореи и Японии.

Сотрудниками Национальной лаборатории Айдахо, INL (США) совместно с KAERI (Южная Корея) активно разрабатывается процесс термохимической переработки ОЯТ на основе AIROX-процесса [42]. Данный процесс отделения топлива от оболочек посредством окисления получил название DEOX (*Declading via Oxidation*). В работе [43] описаны результаты создания стендового оборудования и переработки тестовых образцов оксидного ОЯТ с использованием DEOX-процесса. Для экспериментов использовали оксидное ОЯТ реактора PWR BR–3 со средним выгоранием 37 ГВт·сут/т и выдержкой 25 лет. В аппарат для волоксации загружали фрагменты топлива длиной 2,5 см в циркаловой оболочке общей массой 100 г. Для отделения топлива от материала оболочек начальную обработку проводили в атмосфере воздуха или  $\text{O}_2$  при температуре 500–700 °С в течение 12 ч. Было показано, что полное отделение топливного материала от оболочек происходит за 2 ч в воздушной атмосфере при 500 °С.

Смена воздушной атмосферы на кислородную не меняет эффективности процесса. Образующийся продукт имел размер частиц менее 45 мкм. Увеличение температуры процесса приводило к спеканию конечного продукта. Попытка отделения топлива от оболочки

при 800 °С в атмосфере O<sub>2</sub> привела к окислению циркалоя. Отделенный от оболочек продукт окисления ОЯТ далее нагревали при температуре 700–1200 °С в кислородсодержащей атмосфере, или вакууме с целью определения степени извлечения слаболетучих компонентов ОЯТ. По окончании высокотемпературной обработки наблюдали извлечение только шести компонентов ОЯТ, за исключением легколетучих <sup>3</sup>H, РБГ и <sup>14</sup>C, удаляемых еще на стадии окисления при 500–700 °С [44].

Развитие термохимической переработки ОЯТ в Южной Корее протекает в нескольких направлениях. Первым из них является создание газофазного процесса для конверсии ОЯТ реакторов PWR Южной Кореи в топливо, пригодное для эксплуатации в реакторах типа CANDU в Канаде. Сама концепция топливного цикла получила название DUPIC, а технология газофазной конверсии – название OREOX (*Oxidation and Reduction of Oxide Fuel*) [45].

Другим направлением является развитие процесса под названием PRESENT (*Particle Size Control, Removal of Fission Product, Selective Gaseous Nuclide Trapping*). Данный процесс представляет собой высокотемпературную волоксидацию ОЯТ с целью более глубокого удаления ПД. Процесс PRESENT планируется в качестве головной стадии к пироэлектрхимической переработке ОЯТ. Следует заметить, что разрабатываемые технологии не являются абсолютно новыми, а берут свое начало от вышеописанного AIROX-процесса.

Для переработки топлива на базе UC в 60-х гг. был предложен так называемый CARBOX-процесс [46]. В основе данного процесса лежали принципы, аналогичные подходам в AIROX-процессе. Волоксидацию фрагментированных твэлов проводили при температуре 400–700 °С в атмосфере O<sub>2</sub>, в результате которой происходило отделение топливной композиции от оболочек твэлов и удаление летучих ПД. Полученный U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> восстанавливали до UO<sub>2</sub> при температуре 625–850 °С в атмосфере H<sub>2</sub>. Цикл восстановление-окисление проводили несколько раз с целью наиболее полного удаления летучих компонентов. Финальный UC получали карботермическим восстановлением U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> при 900–1500 °С, при этом происходила дополнительная очистка от летучих компонентов.

Различают два режима протекания реакции карбидов с кислородом или воздухом: окисление, продуктами которой является смесь

оксидов урана, и горение, в продуктах реакции которого единственной фазой является  $U_3O_8$ . Температура вспышки, а также сравнение медленного окисления и горения УС сильно зависят от парциального давления  $O_2$ . Важный фактор, влияющий на горение, – размер частиц, составляющих поликристаллический образец УС, что, в свою очередь, влияло на теплопроводность образцов. Образцы УС, экспонированные в течение долгого времени на воздухе, вспыхивали в менее жестких условиях.

Взаимодействие нитрида урана с водяным паром протекает с заметной скоростью лишь при температуре  $500\text{ }^\circ\text{C}$ , так же как и в случае карбида, для UN возможны режимы окисления и горения топлива. При парциальном давлении  $O_2$   $0,66$  атм. вспышка UN происходит при  $280\text{--}290\text{ }^\circ\text{C}$ , десятикратное уменьшение содержания  $O_2$  приводит к увеличению температуры до  $300\text{ }^\circ\text{C}$ . При этом морфология исходных образцов UN оказывает заметное влияние на их окисление. Более плотные образцы вспыхивали при более высокой температуре [47].

В интервале температур  $230\text{--}270\text{ }^\circ\text{C}$  и давлении  $O_2$   $0,7$  атм. окисление порошкообразного UN – реакция первого порядка, продуктами окисления которой являются  $UO_3$  и  $N_2$ . Компактные образцы UN не вспыхивали вплоть до температур  $430\text{--}620\text{ }^\circ\text{C}$ . Промежуточный продукт окисления UN – нитрид состава  $U_2N_3$ . Конечный продукт окисления UN– $UO_3$  при этом все равно содержит в своем составе азот, вероятно в виде атомарных включений в межслоевом пространстве.

Поведение PuN близко к поведению UN, его горение начинается при  $300\text{ }^\circ\text{C}$ . В результате горения образуются  $PuO_2$  и  $N_2$ . В отличие от UN окисление PuN сильно ускоряется в присутствии паров воды. Окисление PuN без горения при высоких температурах сопровождается его восстановлением до  $Pu_2O_3$  и образованием молекулярного азота.

Изучение поведения нитридного топлива состава UN и  $(U_{0,9}Pu_{0,1})N$  в атмосфере Ar –  $3\text{--}21\text{ } \%$  об.  $O_2$  показало, что исследованное нитридное топливо является пирофорным при концентрации  $O_2$  больше  $10\text{ } \%$  об. Окисление  $(U_{0,9}Pu_{0,1})N$  без возгорания возможно при нагревании до  $300\text{ }^\circ\text{C}$  и содержании кислорода  $3\text{ } \%$  об. Мелко-

дисперсные порошки нитридного топлива при распылении в атмосфере с содержанием 21 % об.  $O_2$  интенсивно окисляются со значительным тепловыделением [48].

$UO_2$  способен взаимодействовать с сухим  $NO_2$  при температуре 200–400 °С и давлении газовой фазы 1 атм с образованием  $3UO_3 \cdot UO_2(NO_3)_2$ . При этом образуется оксонитрат сложного состава. Взаимодействие  $U_3O_8$  с  $NO_2$  начинается по достижении температуры 250 °С с образованием  $UO_3$ . Образующийся  $UO_3$  отличается от  $UO_3$ , являющегося продуктом разложения  $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ , как по цвету, так и по набору отражений в порошковой дифракции. Выдержка  $U_3O_8$  в атмосфере паров  $HNO_3$  при 325–350 °С ведет к образованию либо  $UO_3$ , по свойствам аналогичного вышеописанному, либо его гидрата состава  $UO_3 \cdot 0,5H_2O$ .

Взаимодействие гидратов оксидов  $Np(IV)$ ,  $Np(V)$  и  $Np(VI)$  с  $NO_2$  при 300–450 °С приводило к получению оксида  $Np_3O_8$ , при этом высший оксид  $NpO_3$  не образовывался. Попытки окисления оксидов  $Pu(IV)$ ,  $Am(III)$  и  $Pa(V)$  с помощью  $NO_2$  в интервале температур 100–500 °С успехом не увенчались. Возможным механизмом окисления оксидов с помощью  $NO_2$  может быть сорбция молекул газа на поверхности оксида с последующей его термической диссоциацией на  $NO$  и кислород, который и является окислителем в данном процессе.

Одним из важных аспектов возможного применения паров азотной кислоты или  $NOx$ -газов в процессах переработки ОЯТ является их реакционная способность по отношению к продуктам деления. Так, для оксидов РЗЭ известно их поведение в отношении безводного  $N_2O_4$ . Взаимодействие оксидов  $Ln_2O_3$  ( $Ln$  – La, Pr, Nd, Sm, Gd, Y) с  $N_2O_4$  при температуре 140 °С и давлении 80 атм. приводит к полной конверсии указанных оксидов в безводные нитраты [49].

Растворение полномасштабного волоксирированного имитатора ОЯТ реактора ВВЭР ведет к частичному переходу в фазу осадка Zr и Mo, при этом осадкообразование снижается по мере роста кислотности образующегося продукта растворения. Захват плутония образующимся осадком также снижается по мере увеличения кислотности. При использовании реального ОЯТ реактора ВВЭР-1000 (выгорание 50 и 60 ГВт·сут/т) образование осадков, содержащих Mo и Zr, также снижается с увеличением кислотности в среде растворения [50].

Возможность растворения реального ОЯТ реактора РБМК в системе  $N_2O_4 - H_2O$  показана на его образцах с выгоранием 15–20 ГВт·сут/т и выдержкой 26 лет [46]. Для конверсии использовали фрагменты топливных таблеток без оболочки массой 0,9–2,7 г. Полученный плав уранилнитрата не содержал взвесей. Процент конверсии реального ОЯТ был близок к 100 %.

Использование  $NO_2$  и  $N_2O_4$  в смеси с  $H_2O$  позволяет заменить  $HNO_3$  в операции растворения ОЯТ. Такой подход дает возможность получать концентрированные по U растворы с малой кислотностью.

В ORNL также развиваются и другие подходы к процессам волоксации, предполагающие возможность использования  $Cl_2$  для термохимического удаления оболочек из Zr с последующей регенерацией металла. Процесс хлорирования с отгонкой  $ZrCl_4$  проводят до стадии волоксации ОЯТ, при этом материал топливной таблетки не претерпевает изменений. После стадии волоксации ОЯТ предлагается использовать стадию хлорирования в атмосферах  $Cl_2/HCl$ . В результате РЗЭ, Cs, Sr и Am перейдут в водорастворимые хлориды, а U и Pu останутся в оксидной форме. Различие в химических формах позволит провести дальнейшее разделение элементов [51].

В настоящее время операция волоксации в промышленном масштабе нигде не используется. Предполагается ее применение в пристанционном модуле переработки нитридного топлива реактора БРЕСТ-300-ОД в Российской Федерации и в комплексе пирохимической переработки KAPF в Республике Корея.

### **6.1.3. Газоочистка головных операций**

Газообразные отходы образуются на всех стадиях ядерного топливного цикла от добычи урана до отверждения радиоактивных отходов, однако наибольшее их количество генерируется на головных операциях при вскрытии твэлов, температурной обработки и растворении топлива. Накопление продуктов деления при облучении из-за их растворения в топливной матрице и выделения в виде отдельных фаз приводит к существенному изменению химического и фазового состава ядерного топлива [52]. Аналогичные проблемы возникают при остекловывании радиоактивных отходов, если эти компоненты не были удалены на головных операциях [53]. Пути обращения с этими отходами одинаковы [54].

Промышленные методы очистки газов можно свести к трем группам:

1) с помощью твердых поглотителей или катализаторов – «сухие методы» очистки;

2) с помощью жидких поглотителей (абсорбентов) – жидкостная очистка;

3) очистка без применения поглотителей и катализаторов.

К первой группе относятся методы, основанные на адсорбции, химическом взаимодействии с твердыми поглотителями и на каталитическом превращении примесей в безвредные или легкоудаляемые соединения. «Сухие методы» очистки обычно проводят с неподвижным слоем сорбента, поглотителя или катализатора, который периодически должен подвергаться регенерации или замене. В последнее время такие процессы осуществляются также в «кипящем» или движущемся слое, что позволяет непрерывно обновлять очищающие материалы. Жидкостные способы основаны на абсорбции извлекаемого компонента жидким сорбентом (растворителем). Третья группа методов очистки основана на конденсации примесей и на диффузионных процессах (термодиффузия, разделение через пористую перегородку). В зависимости от требуемой степени очистки газа различают грубую, среднюю и тонкую очистку. Однако количественные нормы, отвечающие такой классификации, меняются в зависимости от требований технологии. Требуемая степень очистки газа нередко достигается в несколько этапов, отличающихся условиями или способами проведения процесса.

При снятии оболочки ТВЭЛов с оксидным таблеточным топливом реактора ВВЭР в жидком цинке выделяется большинство газов – до 100 % криптона, ксенона, трития и йода. В процессе окисления оксидного отработавшего ядерного топлива реакторов на тепловых нейтронах при температуре до 650 °С с использованием кислородсодержащих газовых смесей переходит в газовую фазу до 99,9 % трития, 50 % углерода-14, 1 % йода-129, 5 % криптона-85, 0,2 % рутения-106, сурьмы-125, цезия-134 и цезия-137, следовое количество теллура и селен. В работах КАЕРИ показана принципиальная возможность значительно более эффективной очистки такого топлива в случае его окисления кислородом при температуре 250 °С под вакуумом – до 100 % трития, углерода-14, йода-129, криптона-85, технеция, рутения, 98 % цезия, 90 % теллура, 80 % родия, молибдена.

Системы газоочистки на операциях подготовки отработавшего ядерного топлива переработке строят таким образом, чтобы выделить из образующихся газоаэрозольных систем, содержащих продукты активации и деления, долгоживущие технеций-99, йод-129 и цезий-135, а также имеющие коммерческую ценность тритий, ксенон, рутений, родий, палладий. Радиоактивными аэрозолями принято называть любые взвешенные частицы, находящиеся в воздухе и имеющие естественную (продукты распада урана, тория и радия) или искусственную (продукты деления урана, активационные радионуклиды и др.) природу. В зависимости от агрегатного состояния различают аэрозоли с твердой дисперсной фазой (пыль различных радиоактивных веществ, дым) и аэрозоли с жидкой дисперсной фазой (пар, туман или аэрозоли конденсации).

Для улавливания паров неметаллических легколетучих радионуклидов могут быть использованы корундовые фильтры с жестким, инертным по отношению к парам этих радионуклидов каркасом, импрегнированные серебром или оксидом кальция для улавливания йода или оксидов углерода, трития, селена, теллура и сурьмы, соответственно. Кроме того, возможно высокотемпературное улавливание паров селена, теллура и сурьмы корундовыми каркасными фильтрами, импрегнированными химически устойчивыми оксидами двухвалентных металлов (никеля, меди и цинка). В США для этого рассматривают использование синтетических цеолитов NaA, AgX, AgZ.

Система газоочистки операций рубки и волоксации оксидного отработавшего ядерного топлива состоит из аэрозольных фильтров для улавливания аэрозолей, например, спеченных металлических фильтров типа HEPA (*High-Efficiency Particulate Air*). В данной системе используют катализатор (оксид железа или меди) для улавливания рутения, фильтры с цеолитом 3A и молекулярным ситом – для улавливания трития, в системах очистки MBraun применяют оксид меди, AgX и AgZ – для улавливания йода, скруббер углекислого газа с гидроксидом натрия – для улавливания углерода-14 в виде оксида азота, а также осушитель с цеолитом 3A и молекулярным ситом или холодильник для охлаждения газов до температуры –90 °C и сорбции ксенона на сереброзамещенном цеолите и криптона на протонозамещенном цеолите.

Для операции волоксидации оксидного топлива предложена трехступенчатая система колонн. На первой ступени при температуре 800 °С на аэрозольном фильтре улавливают цезий, рубидий и кадмий, на второй при температуре 600 °С на фильтре с оксидом кальция улавливают рутений, технеций и углерод-14 в виде диоксида углерода, на третьей используют аналогичный по функциям Ag-мордениту цеолит, импрегнированный серебром, для улавливания йода. После очистки газовую смесь направляют на фильтр с молекулярным ситом для улавливания тритиевой воды, далее на Ag- и H-морденит (минерал-цеолит с химической формулой  $(Ca, Na_2, K_2)Al_2Si_{10}O_2 \cdot 7 H_2O$ ) для улавливания ксенона и криптона, соответственно.

Оксидное и металлическое отработавшее ядерное топливо, в том числе продукт окисления нитридного отработавшего топлива, после рубки может быть направлено на электрохимические операции (электролитическое восстановление и электрорафинирование). В этом случае волоксидация отсутствует. Из топлива на операциях рубки, электролитического восстановления и электрорафинирования полностью выделяются криптон, ксенон и тритий. Поскольку данные операции проводят в инертной атмосфере, тритий преимущественно выделяется в виде двухатомного газа. Поэтому предложено газовый поток с тритием объединять с кислородом и направлять в систему газоочистки, где водород и тритий принудительно окисляют до воды. Тритированную воду улавливают на молекулярном сите, ксенон и криптон – на сорбентах Ag- и H-морденит.

Предложены системы газоочистки после печи окисления, которые включают металлотканевый или металлопористый фильтры, работающие при температуре 150–200 °С, на которых улавливают 99,5 % аэрозолей оксидов урана и плутония и триоксида молибдена, около 50–70 % цезия и рубидия, 100 % оксида технеция, около 20 % йода от всей поступившей массы. После фильтров газовый поток направляют на колонну с поглотителем паров цезия и рубидия типа термоксида (гидрат фосфата циркония) при температуре 150–200 °С, где эти элементы полностью улавливают. Для улавливания всего тетраоксида рутения используют пиролюзитовую колонну, работающую при комнатной температуре. Улавливание йода осуществляют в колонне с азотно-кислым серебром при 180–200 °С, трития – в колонне с цеолитом NaA, поры которого заполнены высушенным кар-

баמידом. В газовом потоке или в порах цеолита оксид трития связывается с диоксидом азота в азотную кислоту, а та – с карбамидом в нитрат карбамида, прочноудерживающегося в порах силикагеля. Газовый поток направляется в барботер, содержащий сульфид или гидроксид бария, где при температуре 20–50 °С полностью улавливается углерод-14 в виде диоксида. Далее газовый поток направляют на санитарную доочистку от аэрозолей топлива на высокоэффективные стекловолоконистые фильтры ФАС (фильтр аэрозольный силикагелевый) один или несколько. Для улавливания жидких аэрозолей применяют высокоэффективные самоочищающиеся фильтры типа ФАРТОС (фильтр аэрозольный тонкой очистки силикагелевый) с принудительным или самостоятельным отводом жидкости из аппарата. Следует учесть, что эффективность каждого стекловолоконистого фильтра, установленного последовательно после аналогичного фильтра, значительно снижается по сравнению с предыдущим. Пример структуры системы очистки газов приведен на рис. 6.2 [55].

Для снижения нагрузки на узлы газоочистки первым узлом установлен фильтр 1, заполненный инертной насадкой в виде колец из корозионно-стойкой стали – фрагментов оболочек твэлов. Эффективность насадочного фильтра ~ 90 %. После достижения предельно допустимого сопротивления аэрозольное содержимое насыпного фильтра сгружают в приемный контейнер встряхиванием или отдувкой и отправляют на растворение для извлечения делящихся материалов. Регенерированный насадочный фильтр используют повторно. После насадочного фильтра газовый поток охлаждают до ~ 200 °С и направляют на металлотканевый фильтр 2. Эффективность улавливания аэрозолей на нем составляет 99 %, емкость по аэрозолям – 50 г/м<sup>2</sup>. После накопления аэрозолей его регенерируют также встряхиванием или отдувкой. Пыль отправляют на растворение для извлечения делящихся материалов. Отработавший фильтр после завершения срока службы и регенерации дезактивируют и утилизируют. Газовый поток из металлотканевого фильтра передают на последовательно установленные высокоэффективные стекловолоконистые ячейковые складчатые фильтры 3.1 и 3.2 (см. рис. 6.2). Перед фильтрами газовый поток нагревают до 50–60 °С для предотвращения конденсации паров воды на стекловолокне. Эффективность улавливания аэрозолей на первом фильтре составляет

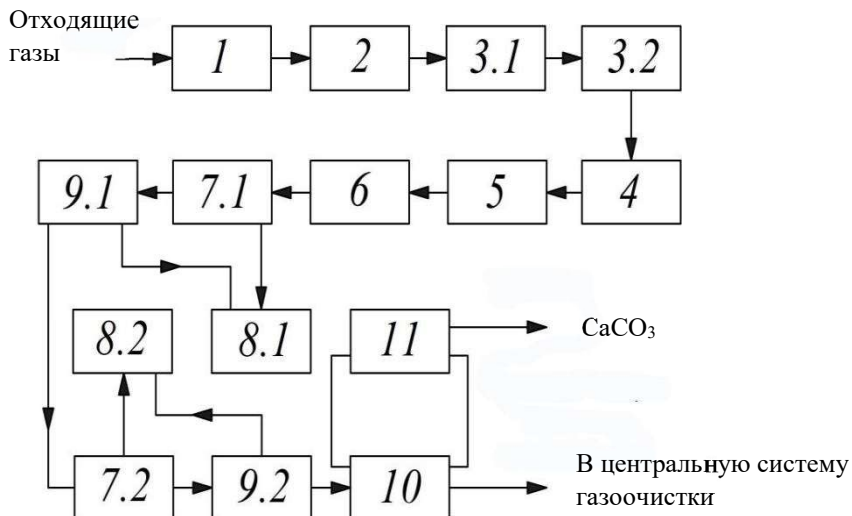


Рис. 6.2. Блок-диаграмма газоочистки головных операций:  
 1 – фильтр грубой очистки; 2 – металлотканевый фильтр;  
 3 – фильтр НЕРА; 4 – узел улавливания рутения; 5 – адсорбер  
 для улавливания йода; 6, 7, 8, 9 – узел доокисления и улавливания  
 водорода (третия); 10 – узел для улавливания  $^{14}\text{CO}_2$

99,9 %, на втором – 99 %, емкость фильтрующего материала ~ 20 г/м<sup>2</sup>. Накопление аэрозолей делящихся материалов и продуктов деления на фильтрах контролируют по сопротивлению и анализу нейтронного потока. Ячейковые складчатые фильтры не регенерируют, они периодически заменяются. Отработавшие фильтры дезактивируют для извлечения делящихся материалов и направляют на хранение (захоронение).

После очистки от аэрозолей газовый поток направляют на очистку от летучих продуктов деления. Первоначально поток подогревают до 150 °С и направляют в колонну с гранулами γ-оксида алюминия 4 размером 0,5–5 мм для улавливания летучего тетраоксида рутения сорбцией и разложением до нелетучего диоксида рутения. Эффективность очистки – 99,9 %, динамическая емкость гранул по рутению – 5 % по массе. Затем газовый поток направляют в колонну улавливания йода 5 при 200 °С на включающем серебро и другие активные металлы композите, который получен обработкой

восстановителями (аммиаком, гидросиламином, гидразином) нитратных солей, внесенных в пористые гранулы  $\gamma$ -оксида алюминия. Размер гранул композита 0,5–5 мм. Эффективность очистки – 99,9 %, динамическая емкость гранул по иоду – 10 % по массе. Отработавшие гранулы с рутением и иодом цементируют и отправляют на длительное хранение и захоронение. Освобожденный от рутения и иода газовый поток очищают от трития. Для этого его пропускают через проточный реактор 6 с катализатором на основе платины для полного окисления изотопов молекулярного водорода (трития) в газовой смеси при температуре до 250–300 °С. После доокисления водорода (трития) пары тритий-содержащей воды поступают в конденсатор 7.1 при 10–15 °С с получением тритий-содержащего конденсата, который затем выводят в абсорбер 8.1 с цеолитом. Так как вторую стадию волоксации проводят в парах воды природного изотопного состава, то происходит разбавление тритиевой воды, полученной при окислении отработавшего ядерного топлива. Заполненный конденсатом цеолит загружают в контейнер, который передают на обращение с радиоактивными отходами. После конденсации основного количества паров воды газовую смесь направляют в адсорбер с цеолитом для улавливания паров тритий-содержащей воды в двух последовательно установленных адсорберах 9.1 и 9.2 при промежуточном вводе дополнительного количества паров воды перед вторым адсорбером с последующим их сбором в конденсаторе 7.2 и абсорбере 8.2. Заполнение адсорберов будет соответствовать динамической емкости цеолита до проскока 5–7 %. Размер гранул цеолита – 0,5–5 мм. Гранулы цеолита, содержащие тритированную воду, цементируют и отправляют на хранение. Подбирая цеолит, варьируя количеством подаваемого водяного пара и температурой конденсаторов, можно снизить содержание трития в отходящих газах до допустимого. Осушенную и очищенную от трития газовую смесь направляют в колонну улавливания  $^{14}\text{C}$  10, где осуществляется абсорбционное улавливание диоксида углерода водным раствором гидроксида натрия при комнатной температуре в режиме циркуляции абсорбционного раствора. Частично израсходованный щелочной раствор регенерируют гидроксидом кальция в реакторе 11, регенерированный раствор гидроксида натрия возвращают в абсорбционную колонну для повторного использования, осажденный кар-

бонат кальция, содержащий  $^{14}\text{C}$ , в виде пульпы направляют на цементирование. При выводе абсорбционной колонны из эксплуатации раствор абсорбента обрабатывают гидроксидом кальция, который также передают на участок обращения с радиоактивными отходами. Очищенные газы направляют в центральную систему газоочистки.

## 6.2. Жидкостная экстракция

На практике экстракция осуществляется смешением двух жидких фаз с образованием эмульсии и ее последующим разделением. Различают прямые эмульсии – дисперсионная среда более полярна, чем дисперсная фаза (типа «масло в воде»), и обратные (инвертные) эмульсии – с менее полярной дисперсионной средой (типа «вода в масле»). Как правило, в экстракционной системе сплошная фаза – та, объемное содержание которой выше. В технологии редких элементов полярной средой являются водные растворы, а менее полярной – органические экстрагенты [56].

Разделение эмульсий связано с протеканием в системе процессов *седиментации* (осаждение в поле гравитационных сил), *коагуляции* (слипания частиц) и *коалесценции* (слияния частиц). Перечисленные процессы приводят к образованию двух исходных несмешивающихся фаз. Количественной характеристикой этого процесса является скорость расслаивания – время, необходимое для полного расслаивания столба эмульсии определенной высоты. Эта величина зависит от большого количества трудноучитываемых факторов (вязкость, плотность, межфазное натяжение, интенсивность перемешивания, наличие стабилизирующих примесей и др.), но тем не менее служит одним из существенных показателей качества экстракционной системы в промышленных условиях.

Для интенсификации этих процессов используют методы *сепарации* (принудительного разделения эмульсий). На практике наиболее часто используют *фильтрацию*. Процесс характеризуется скоростью фильтрации: расходом жидкости, отнесенным к суммарной площади сечения потока, которая при ламинарном течении жидкости (предпочтительный режим) пропорциональна падению напора на единицу длины и обратно пропорциональна вязкости жидкости.

*Центрифугирование* (разделение в поле центробежных сил) осуществляется в аппаратах барабанного типа с вращающимся вокруг своей оси с частотой несколько тысяч оборотов в минуту ротором. При этом в нем образуются центробежные силы, и частицы с наибольшей плотностью располагаются на периферии, а частицы с меньшей плотностью – ближе к оси вращения.

Для улучшения гидродинамических характеристик экстракционной системы в органическую фазу вводят *разбавитель* – инертный по отношению к распределяемому веществу компонент, позволяющий увеличить эти характеристики, и в первую очередь скорость расслаивания. В основном, в экстракционных технологиях используют «легкие» разбавители (как правило, жидкие углеводороды), и органическая фаза имеет плотность меньше водной. Но в отдельных случаях могут использоваться «тяжелые» разбавители (как правило, галогенопроизводные углеводородов, типичный представитель – четыреххлористый углерод), тогда экстрагент находится внизу, а водная фаза – сверху. Термин «экстрагент» одинаково применяется как к этой органической смеси, так и к активному компоненту этой системы, поэтому важно научиться различать, что же имеется в виду в каждом конкретном случае. То же касается понятия «экстракционная система» – это может быть композиция экстрагент-разбавитель, а могут быть составы водной и органической фаз.

Распределяемое вещество диффундирует из сплошной фазы к поверхности капель, а затем внутрь капли, или, наоборот, из капли через поверхность раздела фаз в сплошную фазу. Массопередача внутри капли осуществляется молекулярной и конвективной диффузией. Молекулярная диффузия в неподвижной среде или в ламинарном слое жидкости происходит посредством движения молекул, атомов и ионов, не связанного с движением потоков жидкости, и описывается законами Фика. Согласно первому закону Фика, количество вещества, перенесенное за счет молекулярной диффузии,  $dM$  выражается уравнением

$$dM = -D \left( \frac{\partial c}{\partial n} \right) dF dt, \quad (6.1)$$

где  $D$  – коэффициент молекулярной диффузии;  $\partial c/\partial n$  – градиент концентрации в направлении диффузии ( $n$  – пространственная координата);  $dF$  – площадь поверхности, перпендикулярной направлению диффузионного потока;  $d\tau$  – время осуществления процесса; знак «минус» показывает направление потока вещества от больших концентраций к меньшим.

Конвективная диффузия (массоотдача) реализуется в движущейся среде и описывается законом Шукарева. Количество вещества, перенесенное от поверхности раздела фаз в воспринимающую фазу, выражается уравнением конвективной диффузии

$$dM = \beta \Delta c dF d\tau, \quad (6.2)$$

где  $\beta$  – коэффициент массоотдачи;  $\Delta c$  – разность концентраций переносимого компонента у поверхности раздела фаз и в ядре потока воспринимающей фазы;  $dF$  – площадь поверхности фазового контакта. Коэффициент массоотдачи характеризует перенос вещества диффузионным и конвективным потоками одновременно, поскольку поток можно считать состоящим из двух частей: тонкого, практически неподвижного, пограничного слоя у поверхности раздела фаз и движущегося потока. Величина коэффициента массоотдачи зависит, в первую очередь, от гидродинамических условий в системе. Уравнения (6.1) и (6.2) используются для исследования кинетики экстракционных процессов и ряде моделей расчета экстракционных колонн.

Переход распределяемого вещества (компонента) из одной жидкой фазы в другую происходит до установления равновесия, определяемого равенством химических потенциалов в обеих фазах. Это равновесие описывается изотермой экстракции – зависимостью содержания компонента в одной жидкой фазе (органической, традиционно обозначаемой  $y$ ) от его концентрации в другой (как правило, водной, обозначаемой  $x$ ) при постоянной температуре. При графическом построении изотерм экстракции (зависимости  $y = f(x)$  для распределяемого компонента) обычно пренебрегают взаимной растворимостью экстрагента и водного раствора и изображают изотерму в координатах «концентрация компонента в водной фазе –

концентрация компонента в органической фазе», где каждому значению  $x$  соответствует определенное значение  $y$ . Если фактор взаимной растворимости является существенным, то для построения используют треугольную диаграмму Гиббса (рис. 6.3). На диаграмме точка  $G$  соответствует чистому экстрагенту (в данном случае смеси активного компонента с разбавителем),  $L$  – водному раствору,  $M$  – распределяемому веществу.

Область несмешивающихся фаз находится внутри дуги с максимумом в точке  $K$ . Отрезки  $N' - G$  и  $L - R'$  являются растворами водной фазы в экстрагенте и экстрагента в водной фазе, соответственно. После смешения и разделения фаз образуются водные растворы состава  $R$  и органическая фаза состава  $E$ , соответствующие *конноде* (горизонтальный отрезок, концы которого ограничены равновесными сосуществующими фазами и содержанием в них компонентов)  $RE$ . Состав точек определяется параллельными граням прямыми, опускаемыми на каждую из трех граней, а шкала грани выра-

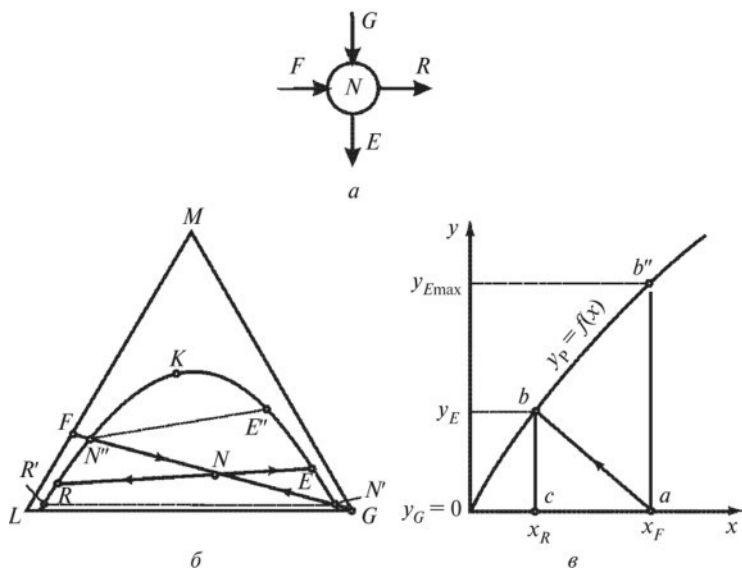


Рис. 6.3. Графическое изображение экстракционной ступени контакта фаз (а) в треугольной диаграмме (б) и декартовых координатах (в)

жается в величинах, кратным либо единице (мольная, объемная, весовая доли), либо 100 (проценты). Обозначение компонентов осуществляется по часовой стрелке.

Взаимная растворимость экстрагента и водного раствора сильно искажает параметры по очистке и разделению целевых компонентов, поэтому минимизация этой величины является одним из базовых требований к экстрагенту. Среди других базовых требований необходимо отметить селективность к выделяемому компоненту и химическую стойкость экстрагента.

Классическая изотерма экстракции описывается *законом действующих масс*, который при установившемся химическом равновесии определяет соотношение между концентрациями продуктов химической реакции и исходных реагентов (в химической термодинамике) и зависимость скорости реакции от концентраций компонентов (в химической кинетике). Величиной, характеризующей состояние фазового (химического) равновесия обратимой реакции, является *константа равновесия* (в случае экстракционного равновесия – *константа экстракции*  $K$ ). Например, поделив правую часть уравнения экстракционного равновесия на левую, после несложных математических преобразований можно получить зависимость между концентрациями распределяемого компонента в водной и органической фазах

$$y = KA^n S^m x, \quad (6.3)$$

где  $x$  и  $y$  – концентрация целевого компонента в водной и органической фазах, соответственно;  $K$  – константа экстракции;  $A$  – концентрация анионов в водном растворе;  $S$  – концентрация «несвязанного» экстрагента (активного компонента органического раствора), определяемого разностью исходной концентрации экстрагента  $S_{исх}$  и его закомплексованной формы –  $Me An mS$ . Величина  $K$  на самом деле не является константой и описывается системой эмпирических уравнений типа

$$K = a + b\mu + c\mu^2 + d\mu^3 + \dots \quad (6.4)$$

где  $a, b, c, d$  – числовые коэффициенты;  $\mu$  – ионная сила раствора (полусумма произведений из концентраций всех ионов в растворе на квадрат их заряда).

В большинстве случаев изотерма экстракции представляет собой  $S$ -образную кривую (рис. 6.4), конечный участок которой представляет собой прямую линию и соответствует условиям насыщения органической фазы целевым компонентом ( $S_{исх} \approx Me An mS$ ). Дальнейшее увеличение концентрации целевого компонента в водной фазе (а зачастую и раньше) может привести к расслоению органического раствора на две фазы (образование «третьей фазы»), представляющих собой разбавитель и органический комплекс целевого компонента с экстрагентом. Для предотвращения этого явления в органическую фазу вводят *солюбилизатор* – вещество, увеличивающее растворимость экстрагируемого комплекса в разбавителе.

Массовый транспорт компонента из водной фазы в органическую приводит к уменьшению плотности водной фазы и соответствующему возрастанию органической. Этот процесс может привести к *инверсии* фаз, когда экстракт (насыщенный распределяемым компонентом экстрагент) становится тяжелее водной фазы. И инверсия, и

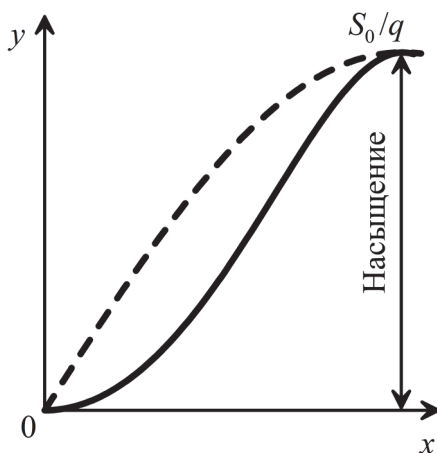


Рис. 6.4. Внешний вид изотерм экстракции.

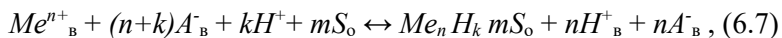
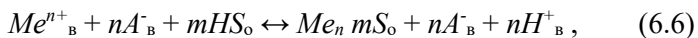
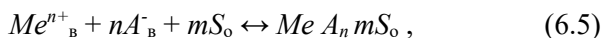
Сплошная линия – сольватный механизм;  
пунктирная линия – обменный механизм  $q = m$

образование третьей фазы являются аварийным нарушением экстракционного процесса, и должны быть учтены и исключены при разработке экстракционных технологий.

Водные растворы технологии редких элементов, как правило, содержат достаточно агрессивные реагенты, которые применялись на предыдущей стадии разложения или вскрытия руд и концентратов. В процессе промышленной эксплуатации экстракционных систем происходит взаимодействие компонентов водного раствора с экстрагентом, приводящее к его *деструкции* (разложению). Иногда к экстрагенту применяют принцип *CHON*, который предполагает, что экстрагент желателен должен состоять из атомов углерода, водорода, кислорода, азота и при деструкции давать только газообразные продукты реакций.

Накопление продуктов деструкции приводит к постепенному ухудшению гидродинамических характеристик экстракционной системы и требует регенерации экстрагента. Регенерация может осуществляться как в самом экстракционном процессе (как правило, это промывка экстрагента растворами соды или щелочных агентов), так и вне его (глубокая регенерация) с использованием различных физико-химических методов очистки (ректификация, дистилляция, перегонка с паром и др.).

Водные растворы технологии редких металлов, как правило, являются электролитами. Извлечение целевого компонента (металла) протекает по двум основным механизмам: *сольватации* или ионного обмена:



где  $Me$  – целевой металл;  $A$  – анион (для упрощения принят одновалентным);  $m$  – *сольватное число* (количество молей экстрагента (активного компонента) на 1 моль растворенного вещества);  $S$  – экстрагент, подстрочные индексы «в» и «о» обозначают водную и органическую фазу, соответственно.

В результате сольватации вокруг частиц растворенного вещества или функциональных групп на поверхности возникают сольватные оболочки из частиц растворителя, которые характеризуются определенной пространственной структурой, координационными числами и т.д. Наличие в молекулах конкретных функциональных групп служит основой классификации органических соединений.

Известно свыше 100 функциональных групп, условно разделенных на кислородсодержащие (гидроксильная (-OH), карбонильная ( $>C=O$ ), карбоксильная (-COOH), алкоксильная (-OR) и др.); азотсодержащие (амино- (-NH<sub>2</sub>), нитро- (-NO<sub>2</sub>), нитрозо- (-NO), нитрильная или циано- (-CN), амидная CON<sub>2</sub>); серосодержащие (тиольная или меркапто- (SH), сульфидная, дисульфидная (-S-S-), сульфо- (-SO<sub>3</sub>H), сульфоксидная ( $>S=O$ )), фосфор-, селен-, мышьяк-содержащие и другие элементсодержащие группы.

Наиболее часто экстрагенты разделяют на нейтральные, кислые и основные. Нейтральные экстрагенты извлекают целевой компонент по механизму присоединения (уравнение (6.3)), классическим примером является три-*n*-бутилфосфат (ТБФ – (C<sub>4</sub>H<sub>9</sub>)<sub>3</sub>PO), извлекающий уран в виде соединения UO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>·2ТБФ. Связь между функциональной группой экстрагента и извлекаемым комплексом осуществляется за счет *ван-дерваальсовых сил*.

Если экстрагент содержит несколько функциональных групп, то он способен образовывать *полидентатные комплексы*, определяемые количеством донорных атомов лиганда, образующих координационные связи с центральным атомом. К числу бидентатных экстрагентов, используемых в технологии редкоземельных и актинидных элементов для их извлечения из сред с высоким содержанием кислоты, относятся диоксиды дифосфинов (рис. 6.5, *а*) и карбамоилфосфиноксиды (рис. 6.5, *б*) с общей формулой, показанной на рис. 6.5.

Органические кислоты, типичным представителем которых является ди-(2-этилгексил) фосфорная кислота (ДЭГФК – (C<sub>8</sub>H<sub>17</sub>O)<sub>2</sub>PO<sub>2</sub>H), извлекают целевой компонент по механизму катионного обмена, уравнение (6.6). В промышленности этот экстрагент используется для выделения и разделения редкоземельных и актинидных элементов из слабокислых растворов, поскольку увеличение концентрации протонов в водной фазе смещает равновесие в правую сторону.

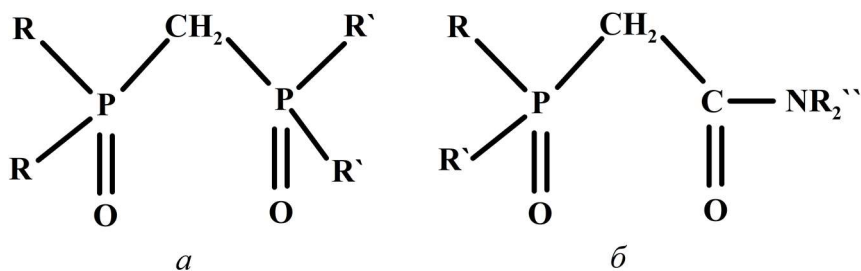


Рис. 6.5. Структура оксидных (а) и кабамоильных (б) бидентатных экстрагентов

Если органическая кислота содержит дополнительную функциональную группу, способную образовывать координационную связь, то образуются *хелаты*, в результате чего замыкается один или несколько циклов (рис. 6.6). Хелатообразующие экстрагенты позволяют резко увеличить селективность по отношению к извлекаемому металлу. Широко используемым экстрагентом в технологии редкоземельных металлов является практически нерастворимая в водных растворах ДТПА – диэтилентриаминпентауксусная кислота ( $C_{14}H_{23}N_3O_{10}$ ).

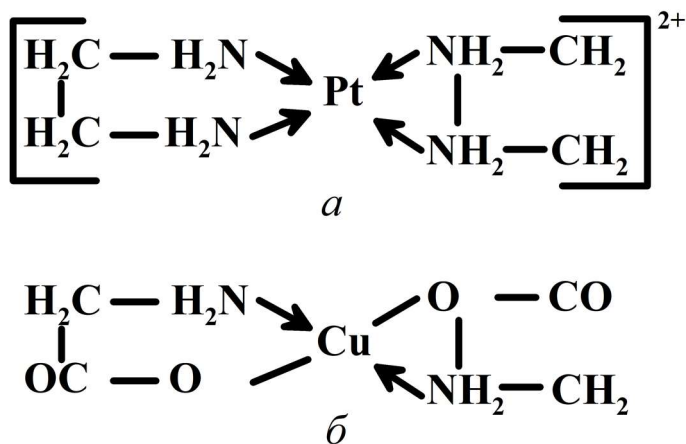


Рис. 6.6. Структура хелатных комплексов в катионной (а) и нейтральной (б) форме

Для увеличения эффективности разделения используют сочетание хелатных экстрагентов с водорастворимыми хелатами, типичным представителем которых является этилендиамин (1,2-диаминоэтан –  $\text{H}_2\text{NCH}_2\text{CH}_2\text{NH}_2$ ).

К основным экстрагентам относятся органические основания различного строения. Наиболее яркими представителями являются первичные ( $\text{RNH}_2$ ), вторичные ( $\text{R}_2\text{NH}$ ), третичные ( $\text{R}_3\text{N}$ ) амины и четвертичные аммониевые основания ( $[\text{R}_4\text{N}^+][\text{A}^-]$ ). В промышленности наиболее широко используется триоктиламин ( $\text{C}_{24}\text{H}_{51}\text{N}$ ) для извлечения рения, целого ряда органических и неорганических кислот, а также элементов платиновой группы из хлоридных сред. Кислоты извлекаются аминами по механизму присоединения, уравнение (6.5), а большинство металлов – по механизму анионного обмена, уравнение (6.7).

Органические основания и органические кислоты образуют класс *ионных жидкостей* – низкотемпературных расплавов на основе органических солей ( $t_{\text{пл}} < 100\text{ }^\circ\text{C}$ ). Ионные жидкости характеризуются многообразием структур, что позволяет варьировать в широких пределах их свойства. Наиболее распространенные ионные жидкости получают алкилированием гетероциклических соединений галогеналканами с последующим анионным обменом.

*Гетероциклические соединения* содержат циклы, включающие наряду с атомами углерода один или несколько атомов других элементов (гетероатомов). Наибольшее значение имеют гетероциклические соединения, содержащие гетероатомы N, O, S (рис. 6.7).



Рис. 6.7. Структуры гетероциклических соединений

В противоположность хелатам гетероциклические соединения являются аналогом ароматических соединений (типичный представитель – бензол –  $C_6H_6$ ), но, в отличие от атомов углерода карбоциклических ароматических соединений, гетероатомы могут отдавать в ароматическую систему не только один (гетероатомы пиридинового типа), но и два (гетероатомы пиррольного типа) электрона. В настоящее время эти соединения интенсивно синтезируются для разделения близких по экстракционным свойствам соединений (лантанидов и актинидов).

Макрогетероциклические соединения, содержащие в цикле свыше 11 атомов, из которых не менее 4 – гетероатомы (O, N, S), связанные между собой этиленовыми мостиками, относятся к классу *краун-эфиров*. Молекулы краун-соединений имеют конформацию короны, что и определило название веществ этого класса. Краун-эфиры образуют комплексные соединения как с катионами, так и с нейтральными молекулами. В комплексах с катионами металлов (щелочных, щелочно-земельных и др.) катион включается во внутримолекулярную полость краун-эфира и удерживается там благодаря ион-дипольному взаимодействию с гетероатомами (рис. 6.8).

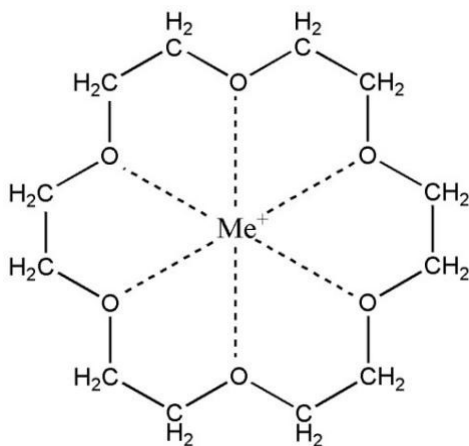


Рис. 6.8. Структура комплекса одновалентного катиона с экстрагентом 18-краун-6.

Первая цифра означает общее количество атомов в цикле, вторая – количество гетероатомов (кислорода)

Селективность связывания и устойчивость образуемых краун-эффирами комплексов зависит от ряда факторов – геометрического соответствия размеров внедряющейся частицы и полости макроцикла, природы растворителя, хелатного и макроциклического эффектов, заряда внедряющейся частицы, природы противоиона и др. В промышленности краун-эффиры используются для выделения и разделения щелочных и щелочно-земельных элементов.

При использовании смесей экстрагентов зачастую наблюдается *синергетный эффект* – резкое увеличение извлечения одного из экстрагирующихся ионов, при этом для других ионов оно не увеличивается или даже уменьшается. При использовании смеси двух экстрагентов в ряде случаев наблюдаются отклонения от правила *аддитивности*.

Синергизм происходит во многих экстракционных системах и обусловлен химическими взаимодействиями в органической фазе. Синергетные эффекты наблюдаются при следующих сочетаниях экстрагентов: 1) солеобразующий (органические кислоты, амины) и нейтральный (ТБФ, кетоны) экстрагенты; 2) смесь двух нейтральных экстрагентов; 3) смесь катионообменного и анионообменного экстрагентов (ионная жидкость); 4) смесь хелатного и нейтрального экстрагентов. В некоторых случаях один из экстрагентов одновременно выполняет роль солюбилизатора.

Базовой количественной характеристикой экстракции является *коэффициент распределения  $D$* , представляющий собой отношение концентраций извлекаемого компонента в органической и водной фазе. В соответствии с законом Берглю–Нернста коэффициент распределения является величиной постоянной и пропорциональной коэффициенту экстракции. Закон справедлив только в случае идеальных растворов и соответствует начальным участкам гиперболической (пунктирная линия рис. 6.4) и сигмоидальной (сплошная линия рис. 6.4) форм изотерм экстракции.

Для многокомпонентных систем используют понятия *коэффициента разделения* – отношение коэффициентов распределения разделяемых компонентов ( $K_p = D_A/D_B$ ), и *коэффициента очистки* – отношение коэффициентов содержания примесей целевого компонента в исходном и очищенном растворе.

Прочие показатели, как степень извлечения, коэффициент извлечения, степень концентрирования, степень экстракции и др., используются реже и постепенно теряют свою актуальность, поскольку не отражают термодинамические особенности экстракционного процесса.

Температурная зависимость экстракции определяется простейшим уравнением

$$\lg K_t = \lg K_{20} \frac{1 + b(t - 20)}{t + 273}, \quad (6.8)$$

где  $K$  – константа экстракции;  $t$  – температура;  $b$  – коэффициент пропорциональности, определяемый химической природой распределяемого компонента. Для большинства элементов повышение температуры снижает экстрагируемость компонента.

В радиохимической практике основным экстрагентом для выделения урана и плутония (нептуния) является трибутилфосфат (исключение составлял завод Eurhex в Италии, где использовался амин). Прочие экстрагенты рассматриваются как кандидаты для фракционирования радиоактивных отходов.

### 6.3. Моделирование экстракционных процессов

Одна ступень контакта фаз не решает проблему глубокого извлечения целевого компонента. Поэтому в промышленной практике используют группу контакторов, соединенных между собой определенным образом, которая образует экстракционный каскад. Наиболее распространенным способом коммутации ступенчатых аппаратов является *противоточная экстракция*, при которой в группе контакторов (экстракционной колонне) водная и органическая фазы двигаются навстречу друг другу (в самом контакторе осуществляется прямоток фаз). Крайне редко используют *перекрестный ток*, когда одна из фаз движется через каскад контакторов, а вторая вводится и выводится на каждой ступени (для колонн такой режим невозможен) [57].

Графически противоточный режим отображается диаграммой МакКэба–Тиле (рис. 6.9, б). Уравнение материального баланса определяет *рабочую линию* экстракционного процесса

$$y = y_k - L/E(x - x_n), \quad (6.9)$$

где  $y$ ,  $y_n$ ,  $y_k$ ,  $x$ ,  $x_k$ ,  $x_n$  – текущие, конечные и начальные концентрации целевого компонента в органической и водной фазах, соответственно;  $L$  и  $E$  – массовый расход (концентрация  $\times$  объем потока) водного и органического растворов.

Поскольку концентрации целевого компонента в водной и органической фазах связаны законом действующих масс, уравнение (6.5), то рабочая линия в декартовых координатах представляет собой прямую ( $AB$  на рис. 6.9, б) с наклоном, равным соотношению водного и органического потоков. Контакттор отображается ступенькой, верхняя часть которой параллельна оси абсцисс с точками между рабочей линией и изотермой экстракции, боковая – параллельна оси ординат и опускается от изотермы на рабочую линию.

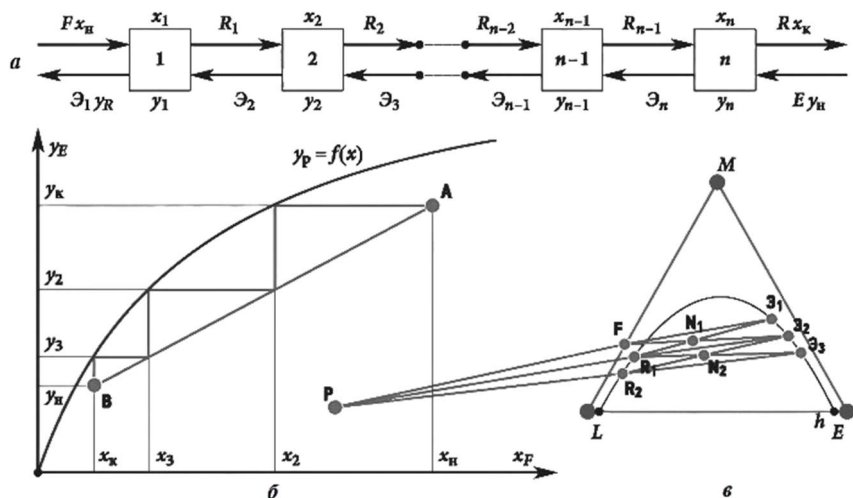


Рис. 6.9. Многоступенчатый противоточный экстракционный процесс: а – схема экстракции; б – расчет по методу МакКэба–Тиле; в – расчет по диаграмме Гиббса

При этом  $y_{\mathcal{E}n}$  и  $x_{Rn}$  являются входными концентрациями компонента в контактор, а  $y_{\mathcal{E}n+1}$  и  $x_{Rn+1}$  – выходными. Если рабочая линия лежит ниже изотермы экстракции, то она описывает процесс переноса целевого компонента из водной фазы в органическую, если выше, то – обратный процесс (*реэкстракцию*).

В треугольной диаграмме Гиббса (см. рис. 6.9, в) составы растворов после расслоения фаз соответствуют точкам Э (экстракт) и R (рафинат). Прямые линии, соединяющие точки *бинодальной кривой* (равновесная кривая – отделяет гомогенную область над ней от гетерогенной под кривой), – конноды, не являются параллельными, так как компонент *M* неравномерно распределяется между водной *L* и органической фазами Э. Точка *F* определяет состав исходной водной фазы, точка *N* – массовые соотношения органического и водного раствора, которые, исходя из *правила рычага*, разделят прямую *RЭ* на отрезки, обратно пропорциональные массам исходных систем,

$$\mathcal{E}/R = RN/\mathcal{E}N. \quad (6.10)$$

Выражение (6.10) позволяет найти положение точки *N*, если известны количества исходного водного раствора и экстрагента. В соответствии с правилом Тарасенкова (оно выполняется не всегда) все конноды пересекаются в одной точке *P*, лежащей на продолжении стороны треугольника состава, соединяющей углы, отвечающие ограниченно смешивающимся жидкостям (см. рис. 6.9, в). Соответственно, противоточный процесс отображается на диаграмме Гиббса перемещением лучей из точек  $R_n$  в рафинатах на бинодальных кривых в точки  $\mathcal{E}_{n+1}$  экстрактов. Если точка *P* расположена слева от диаграммы, то она описывает процесс экстракции, если справа – то реэкстракции.

Численное моделирование противоточного процесса производится совместным решением уравнения экстракционного распределения компонентов (6.5) и уравнения материального баланса:

$$\Omega_{x,i}(dx_{i,j}/dt) + \Omega_{y,i}(dy_{i,j}/dt) = L(x_{i-1,j} - x_{i,j}) + V(y_{i+1,j} - y_{i,j}), \quad (6.11)$$

где  $\Omega_x$  и  $\Omega_y$  – объемы водной и органической фаз в ступени; *L* и *V* – потоки водной и органической фаз, соответственно; *i* – индекс ступени; *j* – индекс компонента.

Модели данного типа, основанные на различных допущениях и упрощениях, описывают *стационарное состояние* процесса, когда массовое количество входящих в экстракционный блок компонентов равно его выходящему. Но для оперативного управления процессом более важно описание переходных режимов, когда это равенство не соблюдается, например, при пуске экстракционного блока или изменении параметров его работы. В этом случае уравнение материального баланса преобразуется к виду

$$\begin{aligned} & \Omega_{x,i}(dx_{i,j}/dt) + \Omega_{y,i}(dy_{i,j}/dt) = \\ & = Lx_{i-1,j}(t - \tau_{i-1}^*) + Vy_{i+1,j}(t - \tau_{i+1}) - Lx_{i+1}(t) - Vy_{i,j}(t), \quad (6.12) \end{aligned}$$

где  $\tau^*$  и  $\tau$  – времена пребывания водной и органической фаз в отстойнике;  $t$  – текущее время.

Математическая модель переходных процессов в экстракторе типа смеситель-отстойник представляет собой систему нелинейных дифференциальных уравнений первого порядка. С помощью простых преобразований система уравнений приводится к форме Коши (перевод уравнений в матричную форму), в которой она может интегрироваться для расчетов каким-либо известным методом (например, методом Эйлера или Рунге–Кутты).

Уравнения (6.11) и (6.12) исходят из допущения, что смеситель является реактором идеального смешения, а отстойник – идеального вытеснения. Однако существует значительное количество моделей, описывающих процессы массообмена в двух движущихся несмешивающихся жидкостях. Одной из основных величин подобия в механике жидкости и газа является *критерий Рейнольдса*  $Re$ , характеризующий отношение сил инерции к силам вязкости в потоке жидкости или газа:

$$Re = \frac{\rho v L}{\mu}, \quad (6.13)$$

где  $\rho$  – плотность;  $v$  – характерная скорость потока;  $L$  – характерный линейный размер (поперечный размер обтекаемого тела);  $\mu$  – коэффициент сдвиговой вязкости жидкости.

При малых значениях  $Re$  преобладают силы вязкости и движение является *ламинарным* – течение, при котором жидкость или газ перемещаются слоями без перемешивания. При  $Re > Re_{\text{крит}}$  движение приобретает *турбулентный* характер, течение жидкости или газа, при котором частицы среды совершают неупорядоченные движения по сложным траекториям, приводящим к интенсивному перемешиванию между слоями среды.

Ламинарное обтекание сферической частицы равномерным потоком вязкой жидкости описывается уравнением Навье–Стокса

$$\frac{\partial V}{\partial t} + (V \nabla)V = -\frac{1}{\rho} \nabla P + \nu \Delta V \quad (6.14)$$

совместно с уравнением неразрывности

$$\operatorname{div} V = 0, \quad (6.15)$$

где  $V$  – трехмерный вектор скорости;  $t$  – время;  $\nabla$  – оператор Набла;  $\Delta$  – оператор Лапласа;  $\rho$  – плотность;  $P$  – давление;  $\nu$  – кинематическая вязкость;  $\operatorname{div}$  – дифференциальный оператор дивергенции.

Турбулентные течения характеризуются ярко выраженной нерегулярностью изменения в пространстве и во времени мгновенных значений физических величин ( $V$ ,  $P$ ). Использование при описании этих течений уравнения (6.14) для мгновенных значений физических переменных требует задания начальных условий, что практически невозможно. Применяя операцию статистического усреднения к уравнению (6.14) турбулентное движение потока записывается уравнением Рейнольдса

$$\frac{\partial V_i}{\partial t} + V_j \frac{\partial V_i}{\partial x_j} = \frac{1}{\rho} \frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_j} \left( \nu \frac{\partial V_i}{\partial x_j} - V_i' V_j' \right), \quad (6.16)$$

где  $V_i$  – средняя по времени составляющая скорости;  $V_i'$  – пульсационная составляющая скорости;  $i, j$  – декартова система координат.

Уравнения (6.14)–(6.16) описывают гидродинамику движения двух несмешивающихся жидкостей. Массоперенос в сплошной и

дисперсной фазе через границу раздела фаз описывается уравнениями (6.1), (6.2). Интенсивность массопередачи через межфазную поверхность при экстракции в системе жидкость–жидкость характеризуется коэффициентами массоотдачи. Различают массоотдачу при движении капель и массоотдачу при диспергировании и коалесценции капель.

Как правило, для определения параметров, характеризующих скорость массопередачи, применяются в большинстве случаев полуэмпирические зависимости или приближенные модели, существенно упрощающие реальную картину и имеющие ограниченную область применения. Описание процессов массоотдачи в сплошной и дисперсной фазах имеют существенные различия. Они вызваны тем, что внутри каждой из фаз имеются различные гидродинамические условия массоотдачи – сплошная фаза турбулирована за счет движения дисперсных частиц, а циркулирующая жидкость внутри капель обусловлена трением между каплей и сплошной фазой, возникающим в результате относительного движения фаз.

Известен целый ряд моделей описания массоотдачи с различными допущениями: отсутствие сопротивления переносу со стороны поверхности раздела фаз, независимость протекания переноса в пределах каждой фазы, практически мгновенное достижение состояния равновесия на границе раздела. Эти допущения позволяют использовать формулы аддитивности фазовых сопротивлений

$$\frac{1}{K_{0D}} = \frac{1}{\beta_D} + \frac{1}{D\beta_c}, \quad \frac{1}{K_{0c}} = \frac{D}{\beta_D} + \frac{1}{\beta_c}, \quad (6.17)$$

где  $K$ ,  $\beta$  – коэффициенты массопередачи и массоотдачи, соответственно;  $D$  – коэффициент распределения (константа равновесия); подстрочные индексы  $c$  и  $D$  относятся к сплошной и дисперсной фазам.

Принцип аддитивности дает возможность развернутого изучения массоотдачи в каждой из фаз и в ряде случаев позволяет выделить фазу, сопротивление которой является лимитирующим.

В последнее время для моделирования используется метод *множественной линейной регрессии*. Метод основан не на учете ком-

плексообразования в фазах, теории массообмена или валентном состоянии компонентов, а на анализе связей между различными показателями на основании реальных статистических данных с использованием аппарата теории вероятностей и математической статистики. При рассмотрении взаимосвязей между двумя переменными  $X$  и  $Y$  выделяют одну из величин как независимую (объясняющую), а другую – как зависимую (объясняемую). В этом случае изменение первой из них может служить причиной для изменения другой. Предполагается, что такая связь теоретически может быть описана линейной зависимостью вида

$$Y = \beta_1 X_1 + \beta_2 X_2 + \dots + \beta_k X_k + U, \quad (6.18)$$

где  $Y$  – зависимая переменная;  $X_j$  – независимая переменная;  $\beta_j$  – коэффициент регрессии;  $U$  – случайная составляющая модели.

Для статистической оценки параметров регрессионной модели необходим набор (множество) данных наблюдений зависимой и независимых переменных. Для всех независимых переменных составляется система уравнений (как правило, в матрично-векторной форме), которая решается в численной форме. Чем больше независимых переменных используется в модели, тем точнее предсказание статистической корреляционной модели.

Подобного рода модели используются в библиотеках программных комплексов (ПК), позволяющих проводить расчеты материальных балансов потоков технологических схем или отдельных участков. Примером является ПК ВИЗАРД (*виртуальный завод радиохимических технологий*) [58], предназначенный для определения таких типовых характеристик технологических операций, как расход потоков, вещественный и элементный составы, кислотность, плотность, и т.д., а также и специфических для радиохимических процессов характеристик – изотопный состав, радиоактивность, тепловыделение основных продуктов и отходов технологии, блок-схема которого показана на рис. 6.10.

С помощью данного программного комплекса можно проводить балансовые расчеты для технологической схемы любого химического процесса и оперативно определять составы продуктов в любой точке этой схемы, что позволяет подобрать метод аналитического

контроля. При этом ряд особенностей, а именно возможность ввода изотопного состава входящих продуктов, позволяет рассчитать такие специфические для радиохимических процессов свойства продукта в, как радиационную активность и тепловыделение. Данная информация крайне важна при конструировании оборудования и проектировании производственных участков для решения вопросов ядерной безопасности. Кроме того, такой подход создает основу для расчетной поддержки системы учета и контроля делящихся материалов, а также мониторинга технологических процессов замкнутого ядерного топливного цикла.

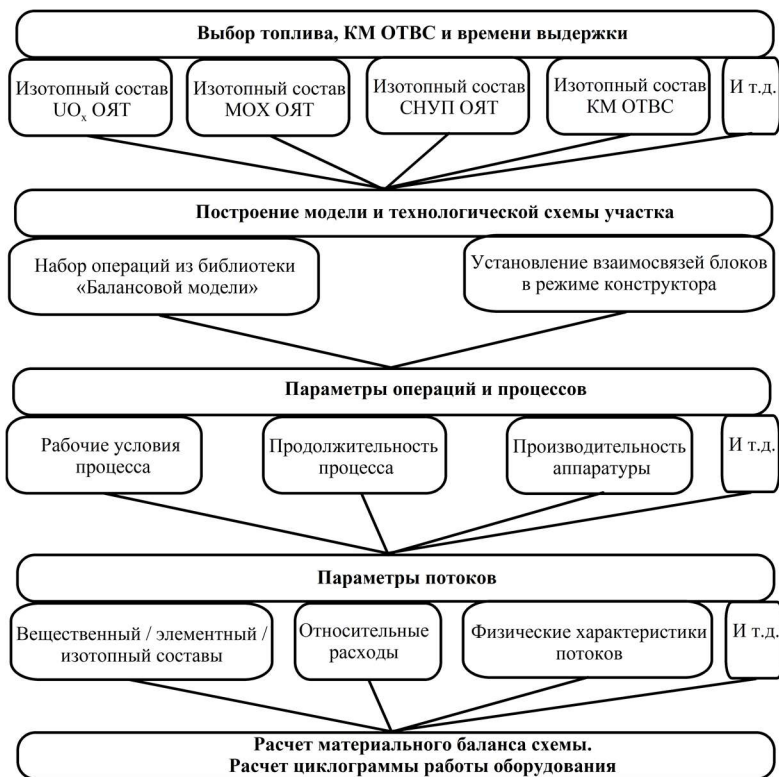


Рис. 6.10. Алгоритм работы ПК ВИЗАРД

## 6.4. Аппаратурное оформление экстракционных процессов

В экстракционной технологии применяется три типа оборудования, различающегося по принципам смешения и разделения фаз: смесители-отстойники, экстракционные колонны и центробежные экстракторы. В аппаратах первых двух типов разделение фаз осуществляется в гравитационном поле за счет разности плотностей водного и органического раствора. В последнем случае разделение происходит в поле гравитационных сил, создаваемым вращающимся ротором экстрактора. В первых двух случаях граница раздела фаз является горизонтальной, в третьем – вертикальной. В основном, экстракционные аппараты работают при атмосферном давлении [59].

Все экстракционные аппараты являются *гидравлическим* оборудованием, в котором жидкости внутри и между аппаратами перемещаются самотеком. Несмотря на то, что водная и органическая фазы имеют разную плотность, перетекание жидкостей между аппаратами происходит на одном уровне. Это достигается за счет использования *гидрозатворов* (гидравлическое устройство, препятствующее обратному течению жидкостей в трубопроводах и технических устройствах). По сути, гидрозатвор представляет собой вертикальную отводную трубку, уровень перетока которой определяет высоту жидкости с меньшей плотностью. Одновременно гидрозатвор позволяет регулировать положение границы раздела фаз в смесителях-отстойниках и экстракционных колоннах.

Смесители-отстойники и центробежные контакторы являются аппаратами с дискретным (ступенчатым) контактом фаз. Внутри аппаратов фазы движутся прямотоком, а коммутация водных и органических линий между аппаратами позволяет осуществлять противоточное движение фаз внутри экстракционного каскада (блока аппаратов). Истинно противоточное движение растворов осуществляется в аппаратах колонного типа, когда дисперсная фаза протекает через слой движущейся ей навстречу сплошной фазе.

Промышленное использование жидкостной экстракции в технологии редких элементов началось в 50-е – 60-е гг. Тогда же появилась целая группа оборудования, представляющая собой симбиоз аппаратов этих трех типов (смесители-отстойники Коплана, Крэгга

и др., экстракционные колонны Шейбеля, Мак-Конела, Шонеборна, Лейзенбаха и др., центробежные экстракторы Подбильняка, Гришина и др.). Это оборудование представляло собой аппараты интегрированного типа, когда все устройства размещаются в одном корпусе с внутренними перетоками и отдельными системами поддержания границы раздела фаз, что затрудняет удовлетворение требования *ремонтпригодности*. Выход из строя одной детали приводил к остановке всего аппарата, а устранение поломки требовало значительного времени, связанного с разгрузкой аппарата, его разборкой, заменой детали, сборкой и последующим запуском.

В современной технологии принято горизонтальное расположение смесителей-отстойников и центробежных экстракторов в виде цепочки отдельных аппаратов (экстракционных ступеней) с коммутацией линий водной и органической фаз между ступенями, обеспечивающей противоток растворов. Смесители-отстойники стараются располагать так, чтобы отстойная камера одной ступени примыкала к камере смещения последующей (рис. 6.11), что делает экстракционный блок более компактным.

Элементы оборудования, имеющие высокий риск выхода из строя (двигатели, перемешивающие устройства и т.п.), стараются делать в быстросъемном исполнении, чтобы минимально сократить время, необходимое на их замену (до нескольких десятков минут) и без выгрузки материала из аппарата.

При противотоке в экстракционной колонне происходит непрерывное опускание тяжелой фазы и подъем легкой в виде капель одной жидкости в другой (эмульсии). Разделение фаз происходит в отстойной камере (цилиндрическая часть с диаметром, несколько большим, чем диаметр колонны). Если сплошной фазой является легкая, то граница раздела фаз находится в нижней отстойной камере колонны, в случае сплошной тяжелой фазы – в верхней.

При реализации полного экстракционного цикла (извлечение, разделение целевых веществ, их реэкстракция, регенерация экстрагента) в блоках аппаратов формируется профиль концентраций распределяемых компонентов. В случае аварийной остановки экстракционного процесса в аппаратах дискретного типа этот профиль сохраняется, в экстракционных колоннах процесс выхода в стационарный режим необходимо повторять снова.

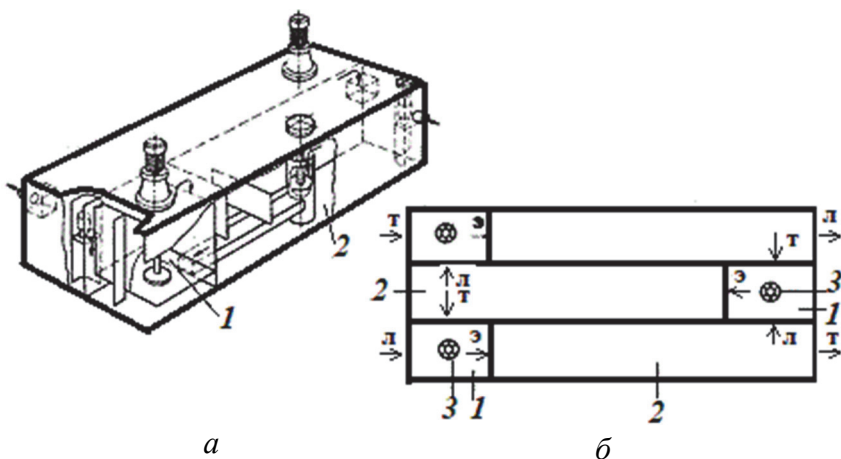


Рис. 6.11. Схема расположения камер в блоке смесителей-отстойников экстракционного каскада: 1 – смесительная камера; 2 – отстойная камера; 3 – перемешивающее устройство; т – тяжелая фаза; л – легкая фаза; э – эмульсия

Для образования эмульсии к двухфазной системе необходим подвод энергии. Это может осуществляться непосредственным вводом перемешивающего устройства (мешалок) в смесительную камеру экстракторов (механическое перемешивание) или размещением источника энергии вне аппарата с подводом импульса к смесительной зоне, где благодаря системе сопел он осуществляет дробление жидких фаз (пульсационное перемешивание). Последний способ имеет преимущество, поскольку в самой реакционной зоне отсутствуют движущиеся механические элементы. Для создания импульса используются *пульсаторы*. Существует две основные системы пульсации: механическая и пневматическая. Основные механические системы пульсации (поршень, мембрана, сильфон) изображены на рис. 6.11 достаточно условно, на практике сам пульсатор не примыкает непосредственно к реакционной зоне, а подсоединяется через пульсопровод. Это позволяет одним пульсатором обслуживать несколько аппаратов и обеспечивать полный экстракционный цикл как в каскаде смесителей-отстойников, так и группе экстракционных колонн.

Система пневматической пульсации предусматривает наличие источника сжатого воздуха (компрессор с ресивером) и устройства,

обеспечивающего возвратно-поступательное движение газа, которое подключено к пульсационной камере аппарата (рис. 6.12). Последнее представляет собой *золотниково-распределительный механизм* (ЗРМ), имеющий большое количество модификаций (рис. 6.13).

В роторных пульсаторах, показанных на рис. 6.14, импульс генерируется за счет попеременного открывания и закрывания отверстий вращающегося барабана в цилиндрическом стакане. Кулаково-клапанный механизм открывает и закрывает пару клапанов при вращении вала с эксцентрично насаженными дисками 2. В мембранно-клапанном пульсаторе импульс образуется за счет открывания и закрывания резиновой мембраной 5 седла клапана 10 при превышении или снижении давления в глухой части камеры 4 по сравнению с давлением в опорной емкости 1.

Наибольшее распространение получили пульсаторы с дисковым ЗРМ. По принципу действия они аналогичны роторному механизму, но система попеременного открывания и закрывания отверстий обеспечивается вращающимися дисками.

Регулируя частоту (количество открываний-закрываний клапанов) и амплитуду (давление воздуха) пульсации обеспечивают требуемые гидродинамические условия (степень дробления капель) в смесительных зонах аппаратов.

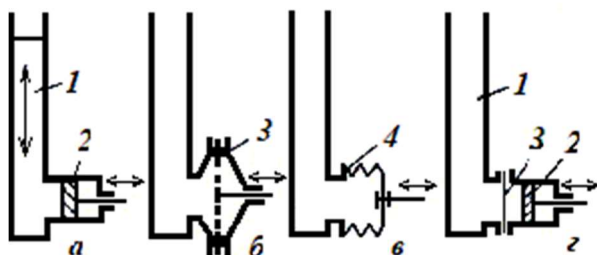


Рис. 6.12. Механические пульсаторы:  
 а – поршневой; б – мембранный; в – сильфонный;  
 г – комбинированный, где 1 – реакционный сосуд; 2 – поршень;  
 3 – мембрана; 4 – сильфон

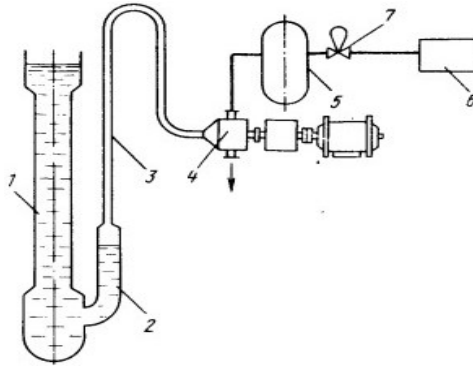


Рис. 6.13. Система пневматической пульсации с золотниково-распределительным механизмом:  
 1 – реакционный аппарат; 2 – пульсационная камера;  
 3 – пульсопровод; 4 – ЗРМ; 5 – ресивер; 6 – компрессор;  
 7 – регулирующий вентиль

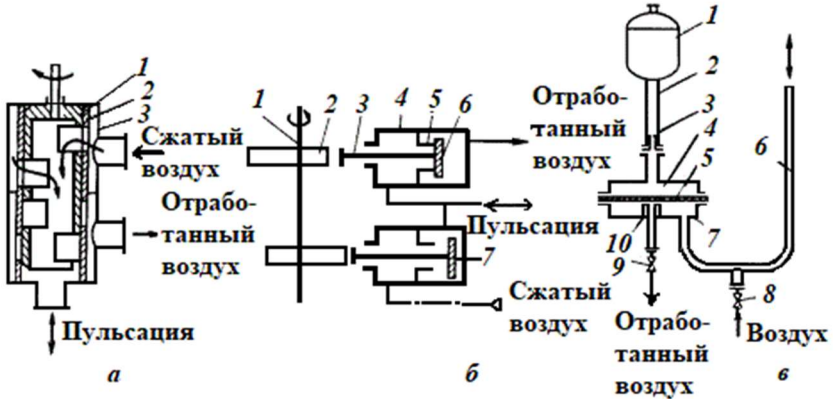


Рис. 6.14. Пневматические пульсаторы:  
 а – роторный пульсатор (1 – ротор; 2 – стакан; 3 – корпус);  
 б – пульсатор с кулачково-клапанным механизмом (1 – вал; 2 – кулачок;  
 3 – шток; 4 – корпус; 5 – седло клапана; 6 и 7 – впускной и выпускной  
 клапаны); в – мембранно-клапанный пульсатор (1 – опорная емкость;  
 2 – патрубок; 3 – сменная трубка; 4 – глухая камера; 5 – мембрана;  
 6 – пульсопровод; 7 – проточная камера; 8, 9 – вентили,  
 10 – седло клапана)

Несмотря на то, что переток жидкостей в экстракционных блоках обеспечивается напорными емкостями, при передаче эмульсии из смесительной в отстойную камеру аппаратов ящичного типа могут возникнуть проблемы, связанные с ее транспортировкой. Особенно часто это наблюдается при переходных режимах, когда плотности водной и органической фаз меняются. Это приводит к «захлебыванию» ступени и прекращению самотечного движения жидкостей. Для предотвращения такого явления используют *смесительно-транспортирующие устройства (СТУ)*. Для аппаратов с механическим смешением фаз это достигается дополнительной установкой устройств пропеллерного типа, работающих по принципу гребного винта, что обеспечивает подъем эмульсии и ее подачу в зону разделения. В центробежных экстракторах пропеллерная мешалка располагается в нижней части ротора, обеспечивая перемешивание фаз в смесительной камере неподвижной части контактора и транспортировку эмульсии через центральное отверстие в разделительную камеру ротора.

В пульсационных смесителях-отстойниках используют два типа СТУ: центробежное и клапанное (рис. 6.15). В первом случае перемешивающее устройство находится в одном корпусе с центробежным пульсационным насосом, не имеющим движущихся частей, во втором – клапанный насос служит одновременно для перемешивания и транспортировки фаз.

Основной узел центробежного СТУ – неподвижное сопловое устройство 5, смонтированное под пульсационно-перемешивающим устройством так, что пульскамера 1 является общей и для насоса, и устройства. При подаче сжатого воздуха в пульс-камеру жидкость из нее вытесняется частично через сопла 4, создавая эмульсию, а в основном через сопловое устройство 5, представляющее собой кольцо с тангенциально расположенными прорезями. При этом эмульсии сообщается вращательное движение и под действием центробежной силы она отбрасывается в кольцевой канал устройства 5. В центре вихря создается разрежение, приводящее к поступлению эмульсии через всасывающее отверстие 6 в камеру. При сбросе давления двигающаяся по инерции эмульсия выбрасывается в нагнетательный канал 8.

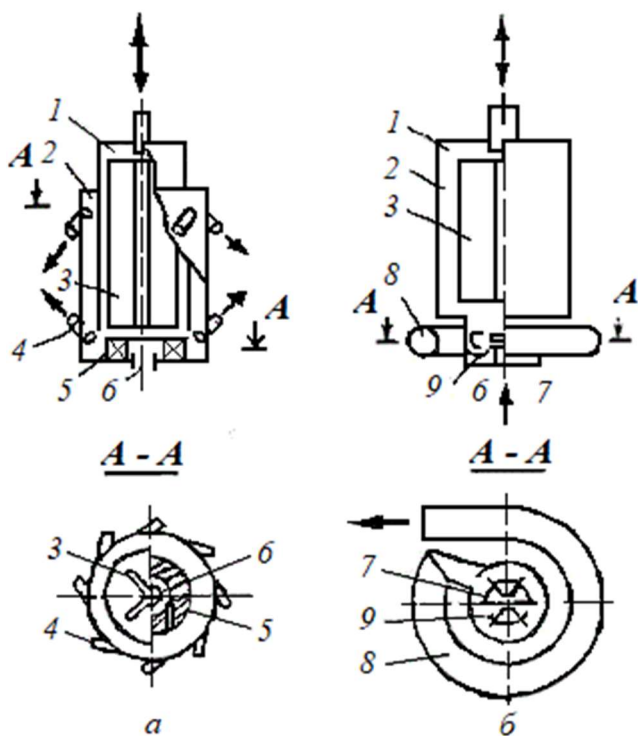


Рис. 6.15. Смесительно-транспортирующие устройства:  
*a* – центробежное; *б* – клапанное, где 1 – пульсационная камера;  
 2 – корпус; 3 – успокоитель; 4 – сопла; 5 – сопловый аппарат насоса;  
 6 – всасывающее отверстие; 7 – клапан; 8 – нагнетательный канал;  
 9 – седло

В клапанном СТУ в нижней части пульс-камеры расположен всасывающий канал с клапаном, представляющим собой свободный шарик в неподвижном конусном седле 9. Чуть выше находится нагнетательный канал, соединенный с камерой смешения. При подаче давления жидкость движется вниз, закрывая клапан (прижимая шарик к седлу), и выходит в смесительную камеру, выталкивая из нее эмульсию. При сбросе давления клапан открывается, и растворы подсасываются в смесительную камеру. Дробление капель происходит в коническом седле клапана.

*Вибрация* является способом подвода энергии к двухфазным системам, характерным, в основном, для аппаратов колонного типа. В отличие от перемешивающих устройств, основанных на принципе вращения, вибрационное перемешивание не требует применения сальниковых уплотнений; возвратно-поступательное движение может быть обеспечено за счет сифонных или мембранных соединений.

В технологии редких и радиоактивных элементов при переработке больших объемов растворов, например сырьевых источников, предпочтение отдается экстракционным колоннам, а в случае таких тонких разделений, как фракционирование РЗЭ – аппаратам дискретного типа.

#### **6.4.1. Смесительно-отстойные аппараты**

Среди трех типов экстракционного оборудования смесители-отстойники имеют наименьшую удельную производительность (соотношение между габаритами и объемом пропускаемых растворов), которая составляет 25–30 м<sup>3</sup>/м<sup>2</sup>·ч. Однако простота конструкции, надежность и удобство их эксплуатации определяют их достаточно широкое применение в технологии редких и радиоактивных элементов. Эти аппараты имеют КПД ступени не ниже 80 % (как правило 90–98 %) и не нуждаются в масштабировании, поскольку представляют собой равновесную ступень контакта фаз. В упрощенном виде схема смесителя-отстойника показана на рис. 6.16.

Эмульсия образуется в смесительной камере 1 и через переливное устройство 5 передается в зону отстаивания 2. Расположение переливного устройства (верхнее, центральное) особого значения не имеет. Выброшенная в отстойную камеру эмульсия образует дисперсионный клин, в котором происходит ее расслаивание по трем из ранее описанным механизмам (седиментация, коагуляция и коалесценция). Аппарат устойчиво работает при соотношении объемов пропускаемых фаз до 1:10. При необходимости увеличения этого соотношения используют *рециркуляцию* фазы (частичный возврат выходящего раствора обратно в линию питания аппарата), которая

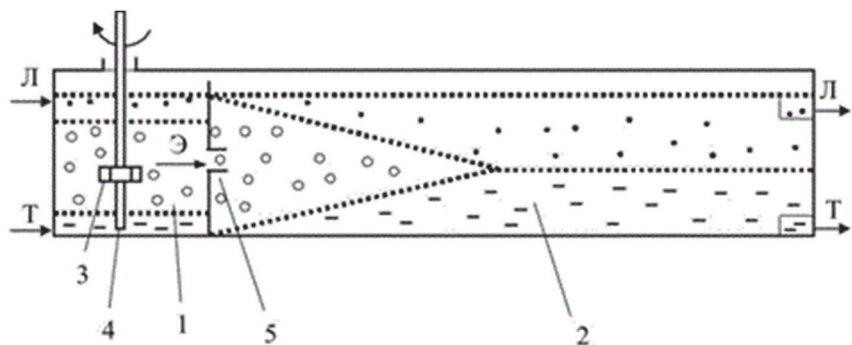


Рис. 6.16. Схематическое изображение продольного разреза смесительно-отстойного аппарата:

- 1 – смесительная камера; 2 – отстойная камера; 3 – СТУ;  
 4 – привод мешалки; 5 – переливное устройство  
 (Л – легкая фаза; Т – тяжелая фаза; Э – эмульсия)

имеет меньший поток. Рециркуляция не нарушает соотношение потоков фаз, протекающих через аппарат и экстракционное равновесие (рециклируемая фаза равновесна по распределяемому компоненту), но позволяет увеличить объемную долю меньшей фазы и стабилизировать гидродинамику аппарата. Кроме того, этот прием позволяет менять тип эмульсии («вода в масле» или «масло в воде»), так как сплошная фаза всегда чище по посторонним механическим примесям. Внешний вид варианта смесительно-отстойного экстрактора показан на рис. 6.17. Применение современных композиционных материалов и пластических масс позволяют экстракционному оборудованию не только работать в агрессивных средах, но существенно снизить вес оборудования.

Расчет аппарата предусматривает определение его габаритных характеристик при заданном объеме перерабатываемого раствора. В первую очередь, это относится к отстойной зоне экстрактора. Существуют модели, описывающие обтекание капли жидкой средой и учитывающие механизмы их слияния, но на практике поступают проще. По изотерме экстракции определяют требуемое соотношение фаз (разд. 2) и экспериментально измеряют среднюю скорость расслаивания  $V_p$  (мм/с) в системе. Исходя из суммарной нагрузки по обеим фазам (мм<sup>3</sup>/с), площадь отстойной камеры (мм<sup>2</sup>)



Рис. 6.17. Внешний вид блока смесительно-отстойных реакторов

$$F = Q/v. \quad (6.19)$$

Соотношение длины к ширине не имеет особо существенного значения и, как правило, определяется конструкторским дизайном. Смесительно-транспортирующее устройство подбирается, исходя из суммарной производительности по перерабатываемым растворам. При этом необходимо учитывать, что увеличение интенсивности перемешивания (скорости вращения мешалки для механических СТУ и частоты, и амплитуды импульса для пульсационных СТУ) приводит, с одной стороны, к повышению расхода эмульсии, а с другой – к увеличению степени дробления капель.

При длительной эксплуатации экстракционной схемы в экстрагенте накапливаются продукты его деструкции, что приводит к снижению скорости расслаивания, и вынуждает снижать нагрузку на аппарат до некоторой критической величины, после которой экстрагент заменяется.

## 6.4.2. Центробежные экстракторы

Центробежные экстракторы или, что то же контакторы, обладают наибольшей удельной производительностью среди всех трех типов экстракционного оборудования. В современных аппаратах эта величина варьируется в пределах  $1500\text{--}2000\text{ м}^3/\text{м}^2 \cdot \text{ч}$ , что почти на два порядка выше, чем для смесителей отстойников. После перебора целого ряда конструкций, включая многоступенчатые аппараты вертикального и горизонтального типа, окончательно пришли к варианту, схематически изображенному на рис. 6.18.

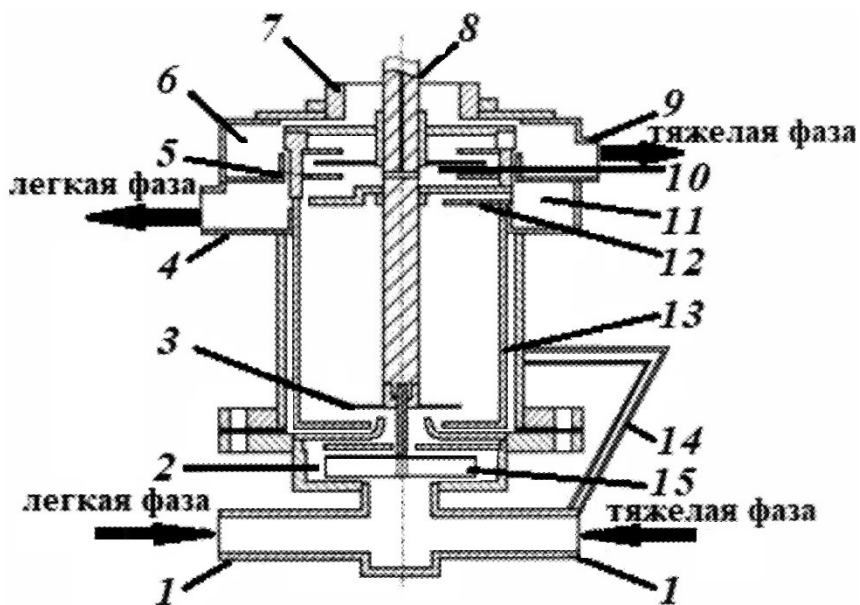


Рис. 6.18. Схематическое изображение центробежного экстрактора:  
1 – патрубки ввода жидкостей; 2 – смесительная камера;  
3 – отбойный диск; 4, 9 – патрубки вывода разделенных фаз;  
5 – переливной порог тяжелой фазы; 6 – сборник тяжелой фазы;  
7 – опора двигателя; 8 – канал подачи воздуха для регулирования положения ГРФ; 10 – гидрозатвор тяжелой фазы; 11 – сборник легкой фазы; 12 – переливной порог легкой фазы; 13 – ротор-сепаратор;  
14 – аварийный перелив; 15 – турбинная мешалка

Это ячейка вертикального типа, снабженная собственным электродвигателем. Обе фазы поступают снизу в смесительную камеру 2, где образуется эмульсия, и откуда она с помощью смесительно-транспортирующего устройства 15 вбрасывается во вращающуюся отстойную камеру 13, где происходит разделение фаз. При этом тяжелая фаза прижимается к стенке ротора, а легкая находится в центре. Тяжелая фаза, двигаясь вверх вдоль стенки, попадает в кольцевой сборник 6, откуда через патрубок 9 выводится из аппарата. Легкая фаза, поднимаясь по центру, поступает в аналогичный кольцевой сборник 11, расположенный ниже сборника тяжелой фазы. Столь странный вывод фаз связан с тем, что внутри экстрактора вдоль оси СТУ находится воздушная полость, диаметр которой определяется переливным порогом легкой фазы 12. Таким образом, аппарат работает под атмосферным давлением, которое обеспечивает канал подачи воздуха 8. Минимальное количество тяжелой фазы, находящейся у стенки ротора, обеспечивается переливным порогом 5, поэтому она выводится в верхний кольцевой приемник 6 через гидрозатвор 10, который препятствует обратному смещению фаз.

Экстрактор может быть использован как для быстрых, так и для медленных процессов массопередачи. Время контакта фаз можно изменять от нескольких секунд до нескольких десятков секунд за счет изменения объема смесительной камеры или расхода потоков, подаваемых на экстрактор.

В отличие от смесителей-отстойников, центробежный аппарат заданной производительности по перерабатываемому раствору не рассчитывается, а подбирается исходя из каталогов производителя. Так, старейший производитель центробежных экстракторов в России – компания «Центрэк» – предлагает целую линейку аппаратов с диаметрами ротора от 33 до 400 мм и суммарным расходом фаз от 25 л/ч до 20 м<sup>3</sup>/ч.

Важной величиной для стабильной работы аппарата является положение вертикальной границы раздела фаз в роторе, которое может быть рассчитано по уравнению

$$d_T = \sqrt{d_T^2 \left(1 - \frac{\rho_L}{\rho_T}\right) + d_L^2 \frac{\rho_L}{\rho_T}}, \quad (6.20)$$

где  $d_T$ ,  $d_L$  – диаметры переливных колец на выходе тяжелой и легкой фаз (см. рис. 6.18, 5 и 12, соответственно);  $d_T$  – диаметр границы раздела фаз;  $\rho_T$  и  $\rho_L$  – плотности тяжелой и легкой жидкостей.

Регулировка положения ГРФ в экстракторе осуществляется установкой переливных колец 5 и 12 необходимых диаметров. Так, в экстракционном каскаде для разделения РЗЭ в разных зонах устанавливаются контакторы с различными диаметрами колец, которые корреспондируют изменению плотности растворов в процессе разделения.

Скорость вращения ротора варьируется от 25 до 50 об/мин, при верхней подвеске это обеспечивает ему строго вертикальное положение за счет эффекта гироскопа и позволяет решить проблемы, связанные с вибрацией оборудования.

Рис. 6.18 отображает только общий принцип работы центробежного экстрактора, но даже в данной концепции с верхней подвеской существует целый ряд аппаратов с различными функциональными особенностями. Например, экстрактор может быть оборудован линией рециркуляции, по аналогии со смесителями-отстойниками, для создания желаемого типа эмульсии. Существует ряд конструкций с коническим ротором, которые позволяют работать аппарату при наличии в системе взвесей или межфазных образований. Каждый тип подбирается и изготавливается под конкретную задачу.

Наиболее широкое распространение центробежные экстракторы получили в радиохимии, поскольку в наибольшей степени удовлетворяют требованиям *ядерной безопасности* (в российской терминологии, связанной с ядерной технологией, исторически под термином «ядерная безопасность» понималось предотвращение самопроизвольной неконтролируемой цепной реакции деления). Высокая удельная производительность этих аппаратов позволяет минимизировать количество *делящегося материала*, находящегося в зоне переработки. Внешний вид промышленных центробежных контакторов компании «Центрэк» (г. Москва) показан на рис. 6.19.



Рис. 6.19. Внешний вид промышленных центробежных экстракторов компании «Центрэк» (г. Москва)

### 6.4.3. Экстракционные колонны

Экстракционные колонны представляют собой вертикальные контактные аппараты, в которых противоточное движение фаз осуществляется в гравитационном поле за счет разности их плотностей. Удельная производительность аппаратов составляет 20–50 м<sup>3</sup>/м<sup>2</sup>·ч, что является средней величиной между смесителями-отстойниками и центробежными контакторами. В отличие от двух последних, экстракционные колонны являются аппаратами с непрерывным контактом, т.е. экстракционное равновесие в них не достигается никогда. Кроме реакционной зоны, представляющей полую или заполненную насадкой трубу, экстракционные колонны имеют одну или две отстойные зоны, в которых происходит разделение

фаз. Если сплошной фазой является легкая, то разделение происходит в нижней отстойной камере, если – тяжелая, то, соответственно, – в верхней.

Важнейшими параметрами работы колонн являются размер и скорость движения капель дисперсной фазы, задержка дисперсной фазы, время пребывания фаз в реакционной зоне аппарата, поверхность контакта фаз и предельная производительность. В экстракционных колоннах без дополнительного подвода энергии размер капель, в основном, определяется физико-химическими характеристиками системы. Максимальный размер капель можно определить по эмпирическому уравнению

$$d_{\max} = c^* [\sigma / (\Delta \rho g)]^{0,5}, \quad (6.21)$$

где  $c^*$  – постоянная, зависящая от вида насадки;  $\sigma$  – межфазное натяжение;  $\Delta \rho$  – разность плотностей фаз;  $g$  – ускорение силы тяжести.

Характеристическая скорость осаждения-всплывания капель дисперсной фазы в неподвижной сплошной среде  $\zeta$  является основным параметром, определяющим производительность и гидродинамику колонных экстракторов. При противоточном движении сплошной фазы со скоростью равной  $W_{oc}$  (и даже чуть меньшей) происходит «захлебывание» колонны, т.е. унос капель с потоком сплошной фазы без их разделения в отстойной камере колонны. Характеристическую скорость для капель в конкретной экстракционной системе можно оценить, исходя из баланса подъемной силы и сопротивления движения, по уравнению

$$W_{oc} = \sqrt{\frac{4d_k \Delta \rho g}{\zeta \rho_c}}, \quad (6.22)$$

где  $\zeta$  – коэффициент сопротивления, являющийся функцией критерия Рейнольдса;  $\rho_c$  – плотность сплошной фазы. На практике величину  $W_{oc}$  определяют исходя из экспериментальных измерений скорости расслаивания для конкретной экстракционной системы.

Доля объема реакционной зоны экстракционной колонны, занятая дисперсной фазой, называется *задержкой*  $X$ . Соотношение потоков

фаз  $n$  и задержка  $X$  определяют удельную производительность колонны или нагрузку в  $\text{м}^3/\text{м}^2 \cdot \text{ч}$ , которая рассчитывается по сумме контактирующих фаз. Удельная производительность колонны, при которой задержка достигает критической величины  $X_3$ , и начинается унос дисперсной фазы, называется предельной производительностью или нагрузкой захлебывания  $V_3$ . Предельная производительность определяется свойствами экстракционной системы (в основном,  $\Delta\rho$ ) и размером капель дисперсной фазы. Рабочая производительность  $V_{\text{ср}}$  обычно принимается равной  $0,6-0,8 V_3$ .

Поверхность массообмена  $S$  зависит от размера капель дисперсной фазы, задержки и приближенно может определена соотношением  $S = 6X/d_k$ . На размер капель  $d_k$  можно влиять, подводя энергию извне. Для внешнего подвода энергии используется механическое перемешивание внутри колонны (роторные, роторно-дисковые колонны), вибрация (возвратно-поступательное движение тарелок внутри колонны) и пульсация. Последний метод практически вытеснил два предыдущих и является лидирующим в технологии редких элементов. При принудительном эмульгировании образуются капли разного размера, а их распределение зависит от способа перемешивания. Наиболее мелкие капли могут уноситься с потоком сплошной фазы, а в дальнейшем укрупняться по механизму коалесценции и вновь возвращаться в реакционную зону колонны. Это явление учитывается вводом *коэффициента обратного перемешивания*.

При противоточном движении фаз экстракционное равновесие в колонне никогда не устанавливается, и движущая сила массообмена всегда больше нуля. Среднее значение концентрационного напора можно вычислить по уравнению, которое справедливо для случая, когда рабочая линия – прямая:

$$\Delta C_{\text{ср}} = (\Delta C_{\text{нач}} - \Delta C_{\text{кон}}) / \lg(\Delta C_{\text{нач}} / \Delta C_{\text{кон}}), \quad (6.23)$$

где  $\Delta C_{\text{нач}}$  и  $\Delta C_{\text{кон}}$  – значения концентрационного напора на входе и выходе контактирующих потоков в колонне.

Для практического расчета экстракционных колонн используют понятие *высоты эквивалентной теоретической ступени (ВЭТС)* – гипотетический отрезок колонны, на котором устанавливается про-

межуточное экстракционное равновесие. Это позволяет использовать для расчета колонн методы, применимые к аппаратам с дискретным контактом фаз – от графических до численных. ВЭТС является достаточно условной величиной, зависящей от большого количества факторов (среднего диаметра капель, диффузии распределяемых компонентов, конвенции, продольного и обратного перемешивания и т.п.), поэтому, как правило, она определяется экспериментально на пилотных установках для каждой конкретной экстракционной системы. Но даже в этом случае переход от колонн малого диаметра, вследствие продольного и поперечного перемешивания, пристеночных эффектов и других факторов требует введения *коэффициента масштабного перехода*  $K_m$ . Это отличает экстракционные колонны от аппаратов дискретного типа, для которых увеличение габаритов практически не оказывает никакого влияния.

В настоящее время колонны без насадки и принудительного подвода энергии в экстракционной технологии практически не применяются. Достаточно редко используются насадочные колонны с плотной засыпкой из колец Рашига (цилиндрические элементы с диаметром, равным высоте) или спиральных элементов различной конструкции. Основным требованием, предъявляемым к насадке, является высокая эффективность перемешивания при минимальном объеме, занимаемом насадкой в реакционной зоне колонны. В наибольшей степени этому условию удовлетворяют тарельчатые насадки.

В экстракционных колоннах применяют, в основном, ситчатые перфорированные тарелки с диаметром отверстий 1,5–6 мм и расстоянием между тарелками ~ 50 мм. Наиболее распространенная насадка типа КРРМЗ (*аббревиатура «КРРМЗ» – первые буквы фамилий авторов – Карпачева С.М., Рагинский Л.С., Романов А.В., Муратов В.М., Захаров Е.И.*) представляет собой набор укрепленных на общем штоке тарелок со множеством незамкнутых сошловых отверстий с направляющими лопатками (рис. 6.20). Насадка КРРМЗ относится к фасонным насадкам, отличающимся тем, что каждое отверстие снабжено направляющими лопатками, которые обычно изготавливают методом штамповки.

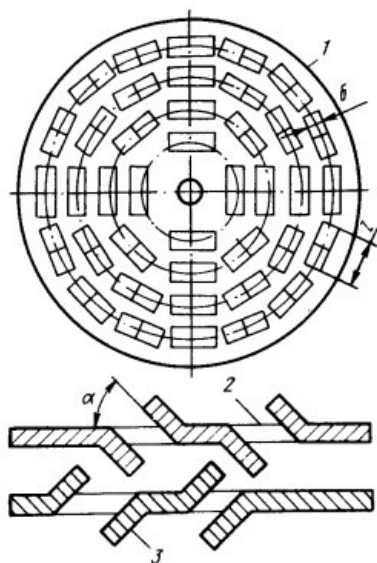


Рис. 6.20. Конструктивная схема насадки КРРМЗ:  
1 – тарелка; 2 – отверстие; 3 – направляющие лопатки

Отверстия в тарелках насадки КРРМЗ расположены по concentric окружностям, а угол наклона направляющих лопаток  $\alpha$  составляет  $10\text{--}45^\circ$ . При этом часть лопаток отогнута в нижнюю сторону тарелки, а часть – в верхнюю. Это позволяет при возвратно-поступательном движении эмульсии в реакционной зоне колонны раскручивать ее то в одну сторону, то в другую, делая эффективность перемешивания крайне высокой, что видно из данных табл. 6.3. Величина  $F$  в таблице означает площадь суммарной доли отверстий по отношению к общей площади тарелки.

В вибрационных колоннах подвод энергии осуществляется не возвратно-поступательным движением жидкостей, а путем создания колебательного движения насадки аппаратов в виде пакета перфорированных тарелок. Они потребляют меньше энергии по сравнению с пульсационными, поскольку масса тарелок в  $5\text{--}10$  раз меньше, чем масса колеблющихся жидкостей. Однако наличие в реакционной зоне колонны движущихся частей является их недостатком, поскольку требуют механического привода, сальниковых уплотнений и они имеют более низкую механическую надежность.

Таблица 6.3. Производительность пульсационных колонн с различными типами насадок в системе 25 % трибутилфосфата в керосине – 0,5 М HNO<sub>3</sub> при высоте засыпки 50 мм

Тип насадки	Характеристика насадки	Сумма контактирующих фаз (м <sup>3</sup> /м <sup>2</sup> ·ч) при $d_k$ , мм		
		1,2	1,0	0,8
Кольца Рашига	25×25×0,8 мм	27,4	24,0	20,6
	10×10×0,5 мм	13,7	10,5	8,0
Ситчатые тарелки	$d_0 = 3,2$ мм, $F = 23$ %	21	18	15
Насадка КРРМЗ	$b \times l = 10 \times 20$ мм, $\alpha = 300$ , $F = 43,5$ %	48	41	36

В качестве приводов вибрационных экстракторов используют электромеханические, электромагнитные, пневматические и другие механизмы. Наиболее широко применяются электромеханические и электромагнитные механизмы. Из электрических приводов чаще всего используют кривошипно-шатунные механизмы, где вертикальное перемещение обеспечивается вращением эллиптического кулачка. В электромагнитных приводах электрическая энергия без промежуточных механизмов трансформируется в возвратно-поступательное движение штанги с насадкой. Простейшая конструкция электромагнитного привода представляет собой соленоидную катушку с сердечником, который жестко соединен со штангой.

Расчет промышленных колонн начинается с определения ВЭТС. На практике оценка ВЭТС осуществляется по результатам испытаний процесса на пилотной установке малого диаметра. Сначала определяется минимальная высота реакционной зоны, обеспечивающая одну ступень контактирования

$$\text{ВЭТС}_{\text{мин}} = 1,41Wn \left( 1 + \sqrt{1 + \frac{8}{n}} \right) \tau_t \left[ 1 + \frac{1}{n} \right], \quad (6.24)$$

где  $n$  – соотношение потоков контактирующих фаз;  $\tau_i$  – время контактирования, требуемое для получения теоретической ступени. Величину  $\tau_i$  находят из соотношения  $\tau_i = N_n / (N_i B_k)$ , в котором  $N_n$  и  $N_i$  – число единиц переноса и число тарелок в лабораторной колонне;  $B_k$  – кинетический коэффициент массопередачи по фазе, отдающей распределяемое вещество.

Величину  $B_k$  определяют из кинетических кривых (зависимостей  $Y, X - f(\tau)$ ) и равновесных данных (зависимостей  $Y - f(X)$ ). ВЭТС<sub>мин</sub> позволяет найти ВЭТС промышленной колонны через поверхность контакта фаз  $S$  ( $S = 6X/d_k, d_k = f(J), J$  – интенсивность пульсации, равная произведению частоты на двойную амплитуду колебаний) по отношению

$$\text{ВЭТС} = \text{ВЭТС}_{\text{мин}} \left( \frac{S}{S_{\text{мин}}} \right)^{-0,7}. \quad (6.25)$$

При диаметре колонны  $D_k < 800\text{--}900$  мм коэффициент масштабного перехода от лабораторной установки к промышленному аппарату составляет  $K_M = 1$ . Для колонн с  $D_k < 1500$  мм при ВЭТС<sub>лаб</sub> = 0,4 м,  $K_M = 1,5\text{--}1,7$ , при ВЭТС<sub>лаб</sub> = 1 м,  $K_M = 1,20\text{--}1,35$  и при ВЭТС<sub>лаб</sub> = 2 м,  $K_M = 1,1$ .

Значение ВЭТС определяет высоту массообменной части экстракционной колонны, исходя из требуемого количества ступеней контакта фаз. Затем находят диаметр колонны

$$D_k = \sqrt{\frac{4Q_c}{\pi V_c}} \approx \sqrt{\frac{4Q_\Sigma}{\pi V_\Sigma}}, \quad (6.26)$$

где  $Q_\Sigma$  и  $V_\Sigma$  – суммарная производительность и суммарная нагрузка по обоим фазам.

После расчета массообменной части колонны рассчитывают отстойную зону. Расчет проводят по скорости расслаивания  $v_p$ , которую определяют экспериментально, и производительности по дисперсной фазе. Диаметр верхней отстойной камеры находят по уравнению

$$D_{в.о} = \sqrt{\frac{4Q_D}{\pi V_p}}; \quad (6.27)$$

диаметр нижней отстойной зоны

$$D_{н.о} = \sqrt{\frac{4Q_C}{\pi V_{с.о}}}, \quad (6.28)$$

где  $V_{с.о}$  – удельная нагрузка по сплошной фазе в нижней отстойной зоне.

Исходя из опыта эксплуатации экстракционных колонн, высоту верхней отстойной зоны  $H_{в.о}$  обычно принимают равной  $(1,0-1,2)D_{в.о}$  при  $100 < D_k < 700$  мм и  $(0,6-1,0)D_{в.о}$  при  $1000 < D_k < 2000$  мм. Эта высота складывается из расширителя (для гашения скорости дисперсной фазы), эмульсионного слоя, где и происходит расслаивание, и слоя отстоявшейся сплошной фазы, которая выводится из колонны (для верхней отстойной зоны возможна небольшая воздушная прослойка перед сливом фазы).

Существенное значение имеет положение границы раздела фаз (ГРФ), которое в промышленных колоннах отслеживается инструментально (например, по измерению проводимости эмульсионного слоя и очищенной фазы). Для ГРФ существует верхнее и нижнее ограничение. При превышении верхнего ограничения возможен вынос эмульсии через сливной патрубок без ее разделения, а при опускании ГРФ ниже нижнего порога приводит к тому, что разделение начинается уже в реакционной части колонны, и количество ступеней контакта сокращается. Поэтому в отстойной камере постоянно осуществляют *регулировку положения ГРФ*: по достижении верхнего предела нагрузка по сумме фаз снижается, что приводит к опусканию ГРФ, в случае нижнего предела, наоборот, повышают. С учетом того, что высота реакционной зоны существенно превышает высоту отстойной, крайне небольшое изменение суммарного расхода фаз приводит к значительному перемещению ГРФ.

Высоту нижней отстойной камеры обычно принимают равной высоте верхней.

Внешний вид тарельчатой экстракционной колонны показан на рис. 6.21.

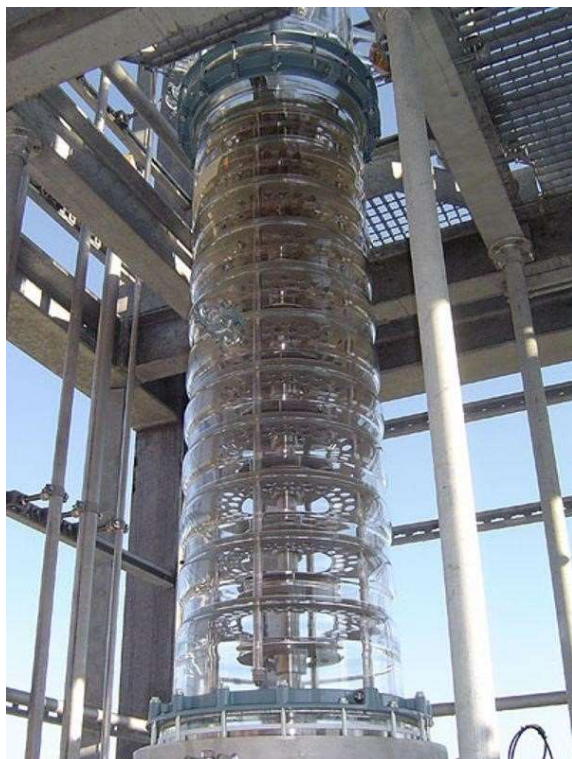


Рис. 6.21. Внешний вид тарельчатой экстракционной колонны

#### **6.4.4. Аппараты с принудительным разделением фаз**

Для всех трех типов экстракционного оборудования характерен унос дисперсной фазы в виде тонкой *микроэмульсии*, обладающей высокой кинетической устойчивостью. На порядок более тонкие микроэмульсии (1–10 мкм) образуются в экстрактах в результате массопереноса. Органическая фаза в любом случае содержит воду,

которая в результате сольватации при экстракции целевого компонента выделяется в отдельную фазу, образуя микроэмульсии «высаливания».

В этих случаях показатели по разделению-очистке определяются не термодинамикой экстракционного процесса, а именно объемом уносимой фазы. Этот объем крайне незначителен (тысячные и менее доли процента), но для таких областей применения, как, например, переработка отработавшего ядерного топлива, данный фактор является чувствительным.

Для устранения этого нежелательного явления используют фильтрацию. Наиболее эффективен процесс в слое с регулярной зернистой насадкой (как правило, используют шарики с диаметром 0,5–1,0 мм, изготовленные из различных материалов). Данный метод использует принцип *объемной фильтрации*: капли дисперсии, двигаясь в извилистых каналах, образуемых насадкой, испытывают множество соударений, теряют свою скорость и, в конечном итоге, прилипают к ее поверхности. На поверхности насадки образуется пленка, которая стекает в направлении разности плотностей контактирующих фаз. На выходе из насадки от пленки отрываются крупные капли, которые легко отделяются от очищаемой фазы осаждением (всплыванием) в поле гравитационных сил [60].

В промышленном масштабе этот процесс был реализован на СХК в начале 80-х гг. Аппарат, установленный после головной экстракционной колонны, продемонстрировал дополнительный коэффициент очистки, равный 100.

Процесс получил название сепарации экстракционных потоков, а аппарат, в котором он реализуется, – сепаратора. Сепаратор представляет собой колонный аппарат с верхней или нижней отстойной камерой. Если отделяемой дисперсией является тяжелая фаза, используют нижнюю отстойную камеру, если легкая – верхнюю. Как правило, направление движения очищаемого потока совпадает с градиентом плотностей, т.е. если поток – легкая фаза, то он пропускается через насадку сверху вниз (в направлении отделения тяжелой фазы). Если отделяемой является легкая фаза, то, соответственно, снизу вверх.

Пленка на поверхности насадки удерживается за счет *адгезии*, обусловленной межмолекулярными взаимодействиями (ван-дер-ва-

альсовыми, полярными, иногда взаимной диффузией) в поверхностном слое и характеризующейся удельной работой, необходимой для разделения поверхностей. Критерием адгезии в некоторых случаях может быть *смачивание*. Смачивание – результат баланса сил межмолекулярного взаимодействия на линии контакта трех фаз, или периметре (контуре) смачивания. Степень смачивания обычно оценивают величиной так называемого *краевого угла*  $\theta$  между смачиваемой поверхностью и плоскостью, касательной к поверхности жидкости в одной из точек контура смачивания. Величина угла  $\theta$  связана со значениями *поверхностного (межфазного) натяжения* на границах соприкасающихся фаз твердое тело-газ ( $\sigma_{тг}$ ), твердое тело-жидкость ( $\sigma_{тж}$ ) и жидкость-газ ( $\sigma_{жг}$ ) уравнением:  $\cos \theta = (\sigma_{тг} - \sigma_{тж}) / \sigma_{жг}$ . Условие  $\theta \rightarrow 0$  отвечает полному смачиванию, а при  $\theta > 90^\circ$  поверхность не смачивается.

Для усиления эффекта пленкообразования используют насадки из соответствующих материалов или с модифицированной поверхностью. Так, для отделения органической фазы применяют насадки с гидрофобной поверхностью, а для удаления водной – гидрофильной.

Характеристикой удерживающей способности насадки может служить *задержка*  $X$  – величина, аналогичная таковой для экстракционных колонн, только представляющая собой объемную долю пленочной фазы в межпоровом пространстве насадки. В отличие от экстракционных колонн, задержка в слое насадки определяется эффектами межфазного взаимодействия.

Формирование пленки и фильтрация протекают за счет процесса коалесценции капель как между собой, так и с пленкой на поверхности насадки. Коалесценция имеет вероятностный характер, т.е. капли одинакового размера имеют различное время коалесценции. Время коалесценции – усредненная величина, включающая в себя время покоя (от момента, когда капля дисперсной фазы приблизилась к поверхности коалесцирующего материала, до момента разрыва пленки), время, когда пленка полностью удаляется после разрыва, и время собственно слияния капли с поверхностью. Очевидно, что наибольший вклад вносит первая составляющая – время покоя, когда капля находится на утончающейся пленке, поэтому зачастую, говоря о времени коалесценции, подразумевают именно время покоя.

Было создано множество моделей описания частоты коалесценции, как эмпирических, так и физических. Эмпирические модели представляют собой степенные функции с такими параметрами, как объемная доля дисперсной фазы, скорость агрегации, скорость капель, диаметр капель и др. Физические модели дают описания частоты столкновений и эффективности столкновений. Частота столкновений зависит от скорости движения частиц и площади поверхности пленки между ними. Описание эффективности столкновений представляет собой особую основную сложность, так как именно в этом параметре скрыт вероятностный параметр.

Наибольшее распространение получила модель разрывающейся пленки дисперсионной среды, которая образуется между каплями дисперсной фазы или между каплей и поверхностью. Коалесценция капель на поверхности насадки со сформированным слоем компонента дисперсионной среды рассматривается как коалесценция капли на поверхности жидкости. В таком случае подошедшая к поверхности капля деформируется, и образуется плоская поверхность (проекция пятна контакта) с радиусом  $R$  (рис. 6.22). Подобное явление можно наблюдать при соприкосновении двух мыльных пузырей или мыльного пузыря с плоской твердой поверхностью.

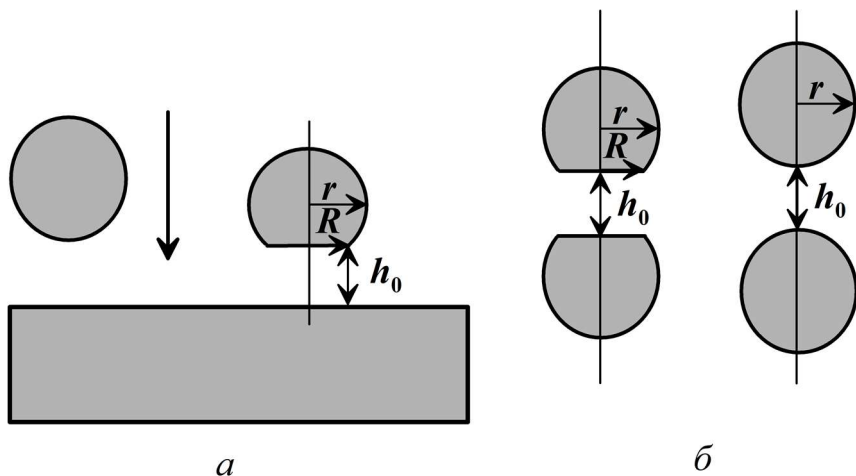


Рис. 6.22. Схема коалесценции капель на твердой поверхности (а) и в объеме (б)

Между каплей и поверхностью (двумя каплями) образуется пленка, которая утончается с течением времени. Разрыв пленки возможен только по прошествии некоторого времени  $t_0$ , при этом разрыв наступает в точке окружности длиной  $2\pi R$  в силу неоднородности толщины пленки. За это время пленка достигает критической толщины  $h_0$ , не зависимо от того, деформировались ли капли или нет. Пленка утончается, а при достижении толщины в  $300 \text{ \AA}$  возможен разрыв пленки и слияние капель. Зависимость коэффициента очистки (отношение исходной концентрации дисперсии к ее остаточной концентрации в очищенном потоке) от параметров коалесценции имеет вид

$$k_{\text{оч}} = 1,42 \left( \frac{3r^2}{2D^2} + \frac{\omega_{\text{ос}}}{\omega_{\text{ос}} + \omega_{\text{сп}}} \right) \left( \frac{8AD^2}{27\omega_{\text{сп}}\pi\eta_{\text{д}}r^4} \right)^{0,163}, \quad (6.29)$$

где  $r$  – радиус капли;  $D$  – диаметр элемента насадки;  $\eta_{\text{д}}$  – вязкость дисперсионной среды;  $A$  – константа Гамакера;  $\omega_{\text{ос}}$  – скорость сближения рассматриваемых объектов, определяемая законом Стокса.

При увеличении скорости потока эмульсии через аппарат эффективность очистки падает в результате проскока капель в фильтрат и дробления капель дисперсной фазы при соударении с материалом загрузки. С ростом свободного объема в загрузке насадки увеличивается эффективность очистки, не происходит дробления капель при прохождении через материал насадки, она оказывает малое гидравлическое сопротивление. Зависимость эффективности очистки от высоты сепарирующего слоя носит экспоненциальный характер, т.е. наиболее эффективно коалесценция протекает в самом начале сепарирующего слоя (рис. 6.23).

Оптимальной удельной нагрузкой на насадочную часть сепаратора является величина  $2-3 \text{ м}^3/\text{м}^2 \cdot \text{ч}$ , исходя именно из этой величины рассчитывают диаметр сепаратора. Высота сепарирующего слоя принимается достаточно условно из того, что соотношение между диаметром и высотой должно составлять не менее 1:5. Расчет верхней и нижней отстойных камер аналогичен таковому для экстракционных колонн.

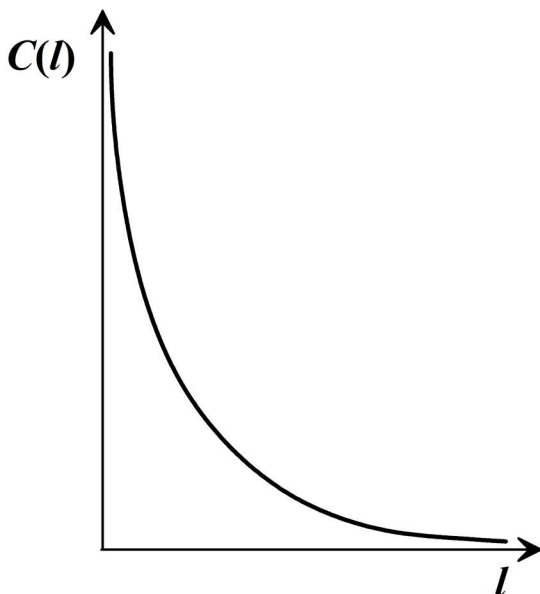


Рис. 6.23. Изменение концентрации дисперсной фазы  $C(l)$  по высоте слоя насадки  $l$

Для стимуляции процесса сепарации в очищаемый поток вводят поток фазы, одноименной с дисперсной, которая называется *фазой орошения*. Фаза орошения позволяет увеличить объемную долю отделяемого раствора в слое насадки и облегчить процесс отрыва капель от пленки. Одновременно ввод дополнительного потока превращает сепаратор в контактор, способный работать при очень больших соотношениях потоков фаз. Эффективность коалесценции и массообменных функций значительно возрастет при использовании на начальном этапе смесительно-транспортирующих устройств.

Наложение массообменной функции на сепаратор делает его аппаратом для глубокой финишной очистки потоков экстракционной технологии, который, с одной стороны, устраняет взаимный унос фаз, а с другой – позволяет осуществить контрольную доочистку (разделение) перерабатываемых компонентов. Аппарат наиболее эффективен на операциях, где происходит существенное изменение

межфазного натяжения (например, межцикловой регенерации экстрагента щелочными растворами) и система становится склонной к *самопроизвольному эмульгированию*, которое происходит без затрат энергии извне, когда поверхностное натяжение становится крайне малым (менее  $10^{-4}$  Дж/м<sup>2</sup>).

Скорость истечения пленки по поверхности насадки существенно ниже, чем скорость движения очищаемого потока. В этом случае сепаратор можно рассматривать как сорбционную колонну, работающую в режиме *фронтальной хроматографии*. При полном заполнении пленочной фазы распределяемым компонентом она становится равновесной его концентрации в очищаемом потоке. Наглядно это показано на рис. 6.24, где высота  $H$  соответствует формированию фронта хроматографии,  $b$  – его перемещению по высоте сепаратора и  $v$  – насыщению удерживаемой фазой распределяемым компонентом  $h$ . Процесс соответствует очистке органической фазы от водной дисперсии, т.е. направление движения очищаемых потоков – сверху вниз.

В качестве массообменной характеристики может использоваться величина, характерная для сорбционных процессов – *емкость до проскока*, которая в данном случае представляет собой произведение начальной концентрации очищаемого компонента на коэффициент распределения и задержку  $E = C_0 \times X \times D$ .

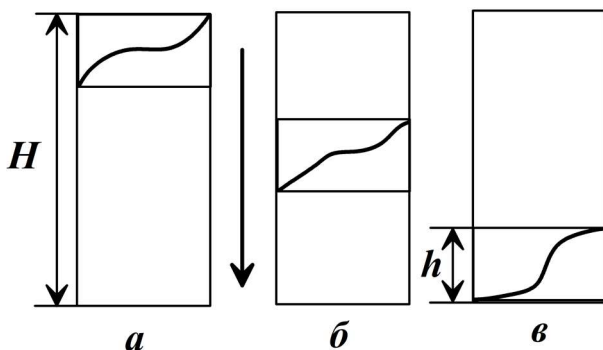


Рис. 6.24. Изменение концентрации компонента по высоте сепарирующего слоя: *a* – начальная стадия; *б* – перемещение слоя по высоте сепаратора; *в* – насыщение слоя распределяемым компонентом; стрелка – направление движения потоков

Если после насыщения пленки к насадке приложить импульс, то ее большая часть оторвется и поступит в отстойную камеру сепаратора, где эффективность массообмена в крупных каплях существенно ниже. Поскольку большая часть очищенной фазы покинула сепаратор, то контакт очищенного раствора с конденсированной дисперсной фазой при заданном соотношении потоков фаз приведет к обратному распределению компонента в очищенный поток в соответствии с уравнением (6.3). По факту получается, что сепаратор может демонстрировать большие массообменные функции, чем одна простая ступень контакта фаз.

Это явление используется в *колоннах жидкостной хроматографии*. Регулируя частоту и амплитуду импульса, можно добиться наивысшей эффективности массообмена в аппаратах данного типа.

## 7. ПРОМЫШЛЕННЫЕ ПРЕДПРИЯТИЯ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

В середине 70-х гг. начался перевод оборонных радиохимических предприятий на переработку топлива энергетических реакторов. В 1976 г. в СССР на базе Южной нитки завода «Б» был введен в эксплуатацию завод РТ-1 (*Регенерация твэл*). Во Франции были построены заводы UP 2, преобразованный в UP 2-800 и UP 3, в Великобритании – завод THORP (*Thermal Oxide Reprocessing Plant*). В США президент Картер в 1976 г. ввел запрет на переработку ОЯТ, руководствуясь проблемами нераспространения ядерного оружия и экономической целесообразностью этой операции. Страна приступила к строительству централизованного сухого хранилища Юкка Маунтин (*Yucca Mountain Nuclear Waste Repository*), которое не закончено к настоящему времени, в связи со скудностью выделяемых Конгрессом на эти цели средств. В 1981 г. президент Рейган снял запрет на радиохимическую переработку и в 2007 г. компания MOX Services приступила к строительству завода по переработке ОЯТ и изготовлению MOX-топлива в Барнуэле, штат Южная Каролина. Однако в 2018 г., после провалов в решении целого ряда технологических и экономических сложностей, связанных с переработкой ядерных материалов в топливо для реакторов на быстрых нейтронах, Национальное управление по ядерной безопасности США приказало компании прекратить все работы по строительству завода, навсегда похоронив вовлечение плутония в ядерный топливный цикл. США окончательно встали на путь открытого ядерного топливного цикла. В табл. 7.1 приведены сведения по перерабатывающим предприятиям мира.

Таблица 7.1. Основные радиохимические заводы

Страна	Тип	Название	Производительность по ОЯТ, т/г.	Пуск, статус
США, Хэнфорд	Военное	Hanford Site	100	1943 г., остановлен в 1989 г.

Продолжение 1 табл. 7.1

Страна	Тип	Название	Производительность по ОЯТ, т/г.	Пуск, статус
США, Колорадо	Военное	Rocky Flats	300	1951 г., остановлен в 1989 г.
США, Айдахо	Военное	INEL	–	1953 г., остановлен в 1992 г.
США, Саванна-Ривер	Военное	Каньон F, Каньон H	500	1952 г., остановлен в 2002 г.
США, Вест-Валлей	Коммерческое	NFS	300	1966 г., остановлен в 1972 г.
США, Мидвест	Коммерческое	MFRP	–	1972 г., запущен не был
США, Барнуэл	Коммерческое	MOX Services	1500	2007 г., строительство остановлено в 2018 г.
Россия, Озерск	Военное	ПО «Маяк»	–	1949 г., остановлен в 2010 г.
Россия, Северск	Военное	СХК	–	1961 г., остановлен в 2008? г.
Россия, Железногорск	Военное	ГХК	–	1964 г., остановлен в 1995 г.
Россия, Озерск	Коммерческое	РТ-1	400	1976 г., работает
Россия, Железногорск	Коммерческое	ОДЦ	Первый пусковой комплекс 5. Второй пусковой комплекс 200	2017 г., работает, 2024 г., завершено строительство
Россия, Северск	Коммерческое	ОДЭК	10	Ввод в эксплуатацию в 2030 г.
Франция, Маркуль	Военное	UP 1	400	1958 г., остановлен в 1997 г.
Франция, Ла Аг	Коммерческое	UP 2	400	1966 г., остановлен в 1993 г.
Франция, Ла Аг	Коммерческое	UP 2-800	850	1994 г., работает

Продолжение 2 табл. 7.1

Страна	Тип	Название	Производительность по ОЯТ, т/г.	Пуск, статус
Франция, Ла Аг	Коммерческое	UP 3	800	1990 г., работает
Великобритания, Дунрей	Военное	D1204 D1206	–	1958 г., остановлен в 1998 г.
Великобритания, Уидскейл	Военное	B 204	–	1951 г., остановлен в 1964 г.
Великобритания, Селлафилд	Военное/ Коммерческое	B 205	1 500	1964 г., остановлен в 2022 г.
Великобритания, Селлафилд	Коммерческое	THORP	1 200 (700)	1997 г., остановлен в 2018 г.
Индия, Тромбей	Военное	BARC	30	1964 г., остановлен в 1973 г.
Индия, Тарапур	Военное/ Коммерческое	PREFRE	150	1982 г., работает
Индия, Калпаккам	Военное/ Коммерческое	KARP	100	1996 г., работает
Индия, Калпаккам	Коммерческое	CORAL	–	2003 г., остановлен в 2015? г.
Индия, Калпаккам	Коммерческое	DFRP	100	2024 г., работает
Индия, Тарапур	Коммерческое	INRP	600	Строится
Индия, Тромбей	Коммерческое	UTSF	–	Строится
Индия, Тарапур	Коммерческое	PRTRF	100?	2015 г., работает
Израиль, Демона	Военное	NNRC	60–100	1960 г., работает?
Пакистан, Хушаб	Военное	«Новая лаборатория»	80	2000 г., работает

Страна	Тип	Название	Производительность по ОЯТ, т/г.	Пуск, статус
Китай, Сычуань	Военное	Завод 821	60–100	1968 г., остановлен в 1970 (1979) г.
Китай, Ганьсу	Коммерческое	Завод 404	50	2009 г., работает
Япония, Токаи-Мура	Коммерческое	TRP	90	1981 г., остановлен в 2006 (2014) г.
Япония, Роккашо	Коммерческое	RRP	800	Построен, сдача в эксплуатацию не определена
Южная Корея, Тайджон	Коммерческое	PRIDE	–	2011 г., работает на неактивных материалах
Южная Корея, Тайджон	Коммерческое	KAPF	100	Статус не определен
Северная Корея, Ненбен	Военное		~ 1	1996 г., работает?
Германия, Карлсруе	Коммерческое	WAK	35	1971 г., остановлен в 1990 г.
Италия, Салуджиа	Коммерческое	Eurex	130	1970 г., остановлен в 1983 г.

## 7.1. Завод РТ-1, ОДЦ и ОДЭК (Россия)

### 7.1.1 Завод РТ-1 и ОДЦ

*Общая информация.* Главной отличительной чертой завода РТ-1 является широкий спектр перерабатываемого топлива (рис. 7.1) [61]. На РТ-1 осуществляется переработка облученного ядерного топлива:

- энергетических реакторов (легководных ВВЭР-440, ВВЭР-100, РБМК) и на быстрых нейтронах (БН-600);
- реакторов транспортных судовых установок ледокольного флота и ВМФ;
- исследовательских реакторов.

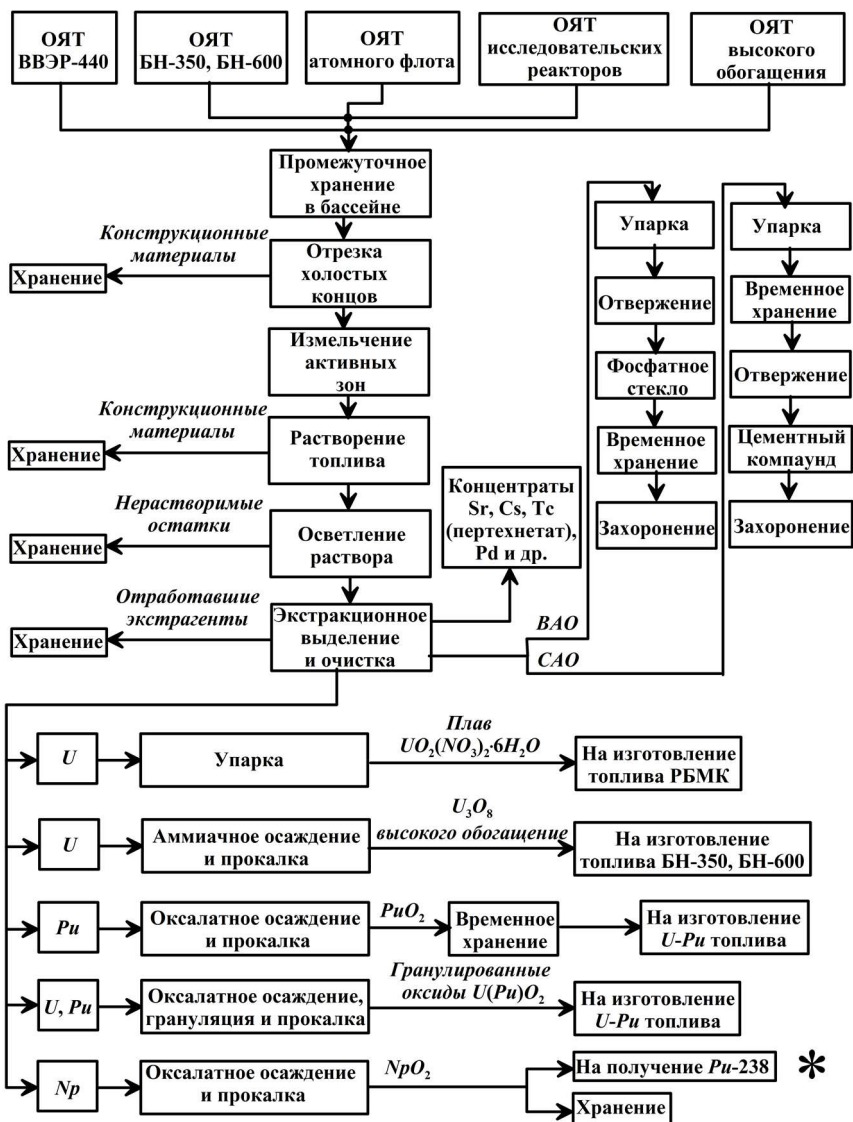


Рис. 7.1. Общая блок-схема переработки ОЯТ на заводе РТ-1, где \* – в настоящее время нептуний не извлекается и сбрасывается в рафинат первого экстракционного цикла

Целевыми продуктами переработки ОЯТ являются:

- гексагидрат уранилнитрата с номинальным обогащением по урану-235, используется для изготовления топлива реакторов на тепловых нейтронах;
- триураноктаоксид урана (закись-окись урана) с высоким обогащением по урану-235, получаемый путем аммиачного осаждения и последующей прокалки осадка;
- диоксид плутония, получаемый путем оксалатного осаждения и последующей прокалки осадка, используется для изготовления топлива реактора БН-800.

В 2017 г. на ФГУП ГХК (*Горно-химический комбинат*) введены в эксплуатацию завод по производству смешанного оксидного уран-плутониевого топлива для БН-800 – завод фабрикации топлива (ЗФТ) и первая очередь – исследовательские горячие камеры (ИГК) Опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) по переработке отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000. С 2024 г. зона реактора БН-800 полностью переведена на МОКС-топливо производства ФГУП ГХК с использованием регенерированного энергетического высокофонового диоксида плутония, выделенного на РТ-1.

Структурно каждый завод состоит из нескольких отделений:

- отделение приема и хранения ОЯТ;
- отделение подготовки ОЯТ к переработке;
- отделение резки-растворения и подготовки раствора топлива к экстракционной переработке;
- отделения экстракционной очистки урана и плутония от продуктов деления и разделения между собой (I цикл PUREX-процесса);
- аффинажные отделения для окончательной очистки урановых и плутониевых продуктов;
- отделения концентрирования уранового и плутониевого продуктов и их оксалатного осаждения с прокаливанием;
- разнообразные установки для обработки газообразных, жидких и твердых РАО.

Первая очередь завода РТ-1 на предприятии «Маяк», расположенном в г. Озерске Челябинской обл., была сдана в эксплуатацию в 1976 г. с производительностью 60–70 т/г. К 1988 г. в результате завершения строительства второй и третьей очередей завода его производительность по ОЯТ ВВЭР-440 была увеличена до 400 т/г.

ВВЭР-440 с выгоранием до 35 ГВт сут./т урана. Для того чтобы перерабатывать близкое по составу и обогащению топливо, на РТ-1 построены три независимые технологические цепочки, на которых выполняются однотипные операции.

Ввод в эксплуатацию ОДЦ осуществляется в два этапа. На первом этапе, начиная с 2017 г., проводится тестирование и отладка всех основных технологических операций при производительности завода ~ 5 т/г. по ОЯТ на первом пусковом комплексе (горячие исследовательские камеры). В 2024 г. завершено строительство второго пускового комплекса ОДЦ, предназначенного для переработки топлива ВВЭР-1000 с выгоранием 53 гВт-сут./т. Общая блок-схема переработки ОЯТ на ОДЦ показана на рис. 7.2.

*Головные операции.* ОЯТ хранится в бассейне при реакторах не менее 3 лет, а затем перевозится в хранилище ТВС при РТ-1. Из хранилища ТВС извлекают за концевики захватами, комплектуют в вертикальном контейнере и передают в отделение подготовки и резки. Сначала сборки фиксируют в кантователе и передают на установку отрезки концевиков. Отрезку производят в горизонтальном положении под слоем воды двумя электроконтактными дисковыми пилами. Этот способ отрезки обеспечивает ровный срез и позволяет предотвратить выделение газов и аэрозолей. После отрезки концевиков активные части сборок сушат, расплющивают для повышения эффективности операции резки и режут в агрегате резки периодического действия двумя вертикальными пресс-формами.

Шаг подачи ТВС под ножи может регулироваться. Как правило, сборки режут на кусочки длиной 30 мм. Резку проводят в токе воздуха для поддержания температурного режима резки в диапазоне температур 45–70 °С и предотвращения возгорания конструкционного материала. Смесь частиц  $UO_2$  и конструкционного материала через тракт загрузки сыпается в аппарат-растворитель периодического действия кольцевого типа.

Требования ядерной безопасности при растворении ОЯТ соблюдаются благодаря ядерно-безопасной геометрии аппарата-растворителя и ограничению массы загружаемого топлива. На РТ-1 растворение ОЯТ проводится в 8–10 моль/л  $HNO_3$  с рефлексом азотной кислоты. Продолжительность растворения в кипящей  $HNO_3$  ~ 2 ч.

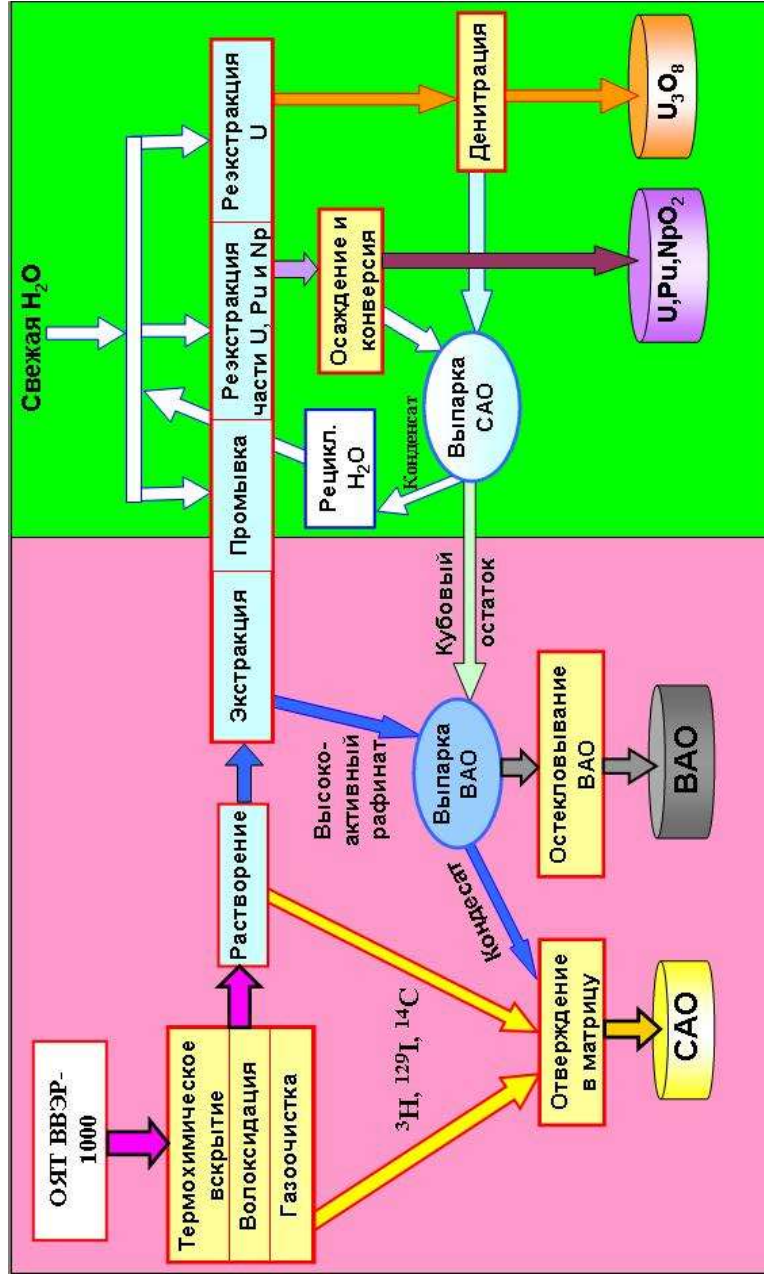


Рис. 7.2. Схема переработки ОЯТ ВВЭР-1000 по базовой технологии на ОДЦ

В процессе растворения контролируется объем раствора, температура, плотность раствора, давление в аппарате, расход воздуха и полнота извлечения топлива в раствор. Нерастворимые остатки, содержащие менее 0,009 % урана и до 0,06 % плутония от их исходного количества в ТВС (даже при опытной переработке МОКС ОЯТ реактора БН-600), вместе с конструкционным материалом после передачи раствора на операцию осветления подвергаются контрольному растворению, промываются и удаляются из аппарата-растворителя пневмоимпульсом.

Раствор топлива содержит до 1 г/л высокодисперсных частиц с размерами от 0,2 до 5 мкм. В состав взвесей входит графит, кремниевая кислота, продукты коррозии, и по мере возрастания выгорания топлива (выше 20 ГВт·сут/т) увеличивается доля продуктов деления. Наличие взвесей в растворе препятствует нормальному протеканию последующего экстракционного процесса из-за образования на границе раздела органической и водной фаз большого количества «медуз» – сгустков стабилизированных взвесями эмульсий. Удаляют взвеси из раствора на операции его осветления, проводимой с помощью фильтрации обработанного флокулянтами раствора с использованием фильтра, заполненного электрокорундом. В осветленных таким образом растворах содержание взвесей снижается примерно в 200 раз. Восстановление его фильтрующей способности после очередного фильтроцикла проводят гидроударом и при необходимости с помощью химической регенерации.

На ОДЦ переработке подвергаются ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 5 ГВт·сут/т U и выдержкой не менее 7 лет. ОТВС с установки входного контроля на установку рубки поступает в разгрузочно-загрузочную машину. В качестве рабочей схемы установки принята схема с горизонтальным расположением ОТВС при резке. Сначала отрезается головка ОТВС, хвостовик, затем фрагментируется ОТВС, подаваемая в блок рубки из камеры подачи с заданным шагом.

Нарезанные фрагменты твэлов поступают в аппарат-окислитель на волоксидацию. После волоксидации проводится отделение оболочек от волоксидированного ОЯТ. Волоксидированное ОЯТ охлаждается и через выгрузки подается на растворение. Оболочки твэлов с остатками ОЯТ поступают в аппарат отмывки оболочек от ОЯТ.

Отмытые оболочки, после контроля содержания ДМ, направляются в хранилище ТРО ВАО.

Очистка газов с установки рубки производится на фильтрах ФАРТОС-500Н (*фильтр аэрозольный, регенерируемый, тонкой очистки, стекловолоконистый*), затем очищенные газы сбрасываются в трубу. Газы с установки волоксидации проходят фильтрацию на МТФ (*металлотканевый фильтр*), ловушки улавливания рутения, цезия, йода, контрольного улавливания йода, окисление трития и улавливание НТО + Н<sub>2</sub>О. При очистке от твердых частиц размером более 1 мкм в результате обратной отдувки скапливающийся порошок ОЯТ ссыпается в приемный бункер установки волоксидации. Газы с установки растворения проходят ловушки улавливания йода и контрольного улавливания йода.

Растворение волоксидированного топлива проводится в 4 моль/л азотной кислоте в присутствии кислорода и двуоксида азота при температуре 55–60 °С в течение трех часов. Полученная после растворения суспензия передается на осветление. На этой операции из приемных монжусов раствор ОЯТ подается на центрифуги, где происходит отделение нерастворенных частиц ОЯТ и фрагментов оболочек. Выведенные с обеих центрифуг осадки корректируются перекисью водорода, после чего суспензия выдерживается, затем добавляется раствор доосадителя и снова выдерживается. Очищенные газовые потоки операций волоксидации и растворения направляются на доочистку. Отработанные картриджи затариваются в бочки и направляются на хранение.

Полученная пульпа направляется на повторное центрифугирование. Осадки после центрифуг в контейнере направляются на сушку, а затем вместе с концевыми элементами ОТВС – на хранение. Полученный раствор передается на извлечение урана, плутония, нептуния из раствора ОЯТ экстрагентом на основе трибутилфосфата.

*Выделение и разделение целевых компонентов.* На РТ-1 извлечение урана, плутония и нептуния из раствора топлива, их разделение и очистку проводят при помощи ПУРЕКС-процесса. Экстрагентом служит 30 %-й раствор ТБФ в керовине. Для основных целевых продуктов, U и Pu, предусмотрено по два экстракционных цикла. Операции экстракции, промывки и реэкстракции проводят в аппаратах типа смеситель-отстойник во всех экстракционных циклах.

На первом цикле в экстракт переходят U, Pu, Th, и Tc, а в рафинате остается основная масса ТПЭ и продуктов деления. После комбинированной промывки экстракт направляют на восстановительную реэкстракцию плутония, проводимую азотно-кислым раствором, содержащим  $U^{4+}$ , гидразин и комплексон. Вместе с Pu реэкстрагируются Th и Tc. Реэкстракцию урана проводят 0,03 моль/л раствором  $HNO_3$  при температуре 60 °С.

Реэкстракт плутония, содержащий 6–8 г/л Pu, а также реэкстракт урана с концентрацией 90 г/л поступают в соответствующие аффинажные циклы. Экстрагент регенерируют при помощи промывки раствором карбоната натрия при повышенной температуре ~ 60 °С. После промывки экстрагент фильтруют и возвращают вновь в экстракционный цикл.

Аффинаж Pu проводят на аффинажном цикле:

- стабилизируют в реэкстракте I цикла Pu в трехвалентном состоянии, добавляя в раствор восстановители;
- экстрагируют Th, оставляя в водной фазе Pu и Tc;
- обрабатывают водный раствор с Pu для перевода его из трех- в четырехвалентное состояние в процессе экстракции;
- проводят цикл экстракции, промывки экстракта и реэкстракции плутония;
- очищенный реэкстракт плутония с концентрацией 20–25 г/л через операцию оксалатного осаждения переводят в диоксид плутония (рис. 7.3).

$PuO_2$  направляется на изготовление опытных ТВС с МОКС-топливом для реакторов на быстрых нейтронах.

Реэкстракт урана из I цикла без упаривания поступает в аффинажный цикл (рис. 7.4).

В форме плава гексагидрата уранилнитрата урановый продукт направляют на изготовление топлива.

Суммарный коэффициент очистки урана после двух циклов экстракции составляет:

- от плутония –  $3 \cdot 10^6$ ;
- от продуктов деления –  $(1,0–1,5) \cdot 10^7$ , в том числе: от цезия –  $1,5 \cdot 10^7$ ; от рутения –  $6 \cdot 10^6$ ; от РЗЭ –  $7 \cdot 10^7$ ; от технеция > 130.

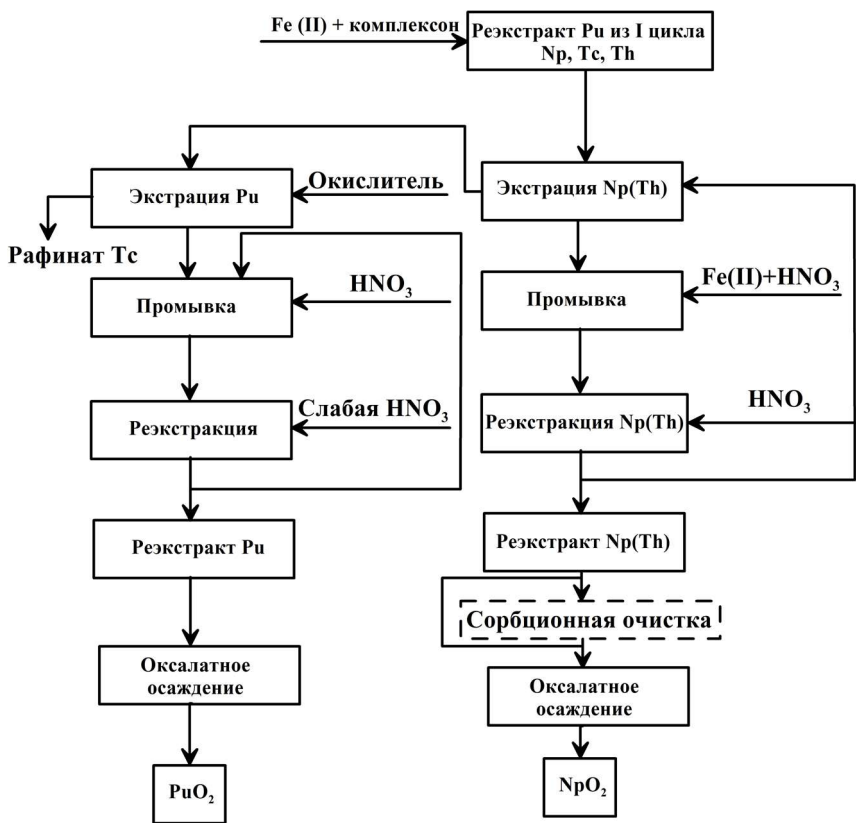


Рис. 7.3. Аффинажный цикл плутония на заводе РТ-1

Анализ распределения различных радионуклидов по рафинатам и реэкстрактам завода РТ-1 показал, что очистка урана, плутония и нептуния лимитируется не продуктами деления, а дочерними продуктами распада Am, Cm, включая  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{234}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{Pa}$  и др.

На ОДЦ раствор с установки осветления проходит корректировку состава по концентрации урана и кислотности с помощью тритийсодержащей кислоты, тритийсодержащего дистиллята и, при необходимости, уранилнитрата.

Откорректированный исходный раствор выдается в экстракционный блок 1, где с помощью экстрагента получают экстракт урана,

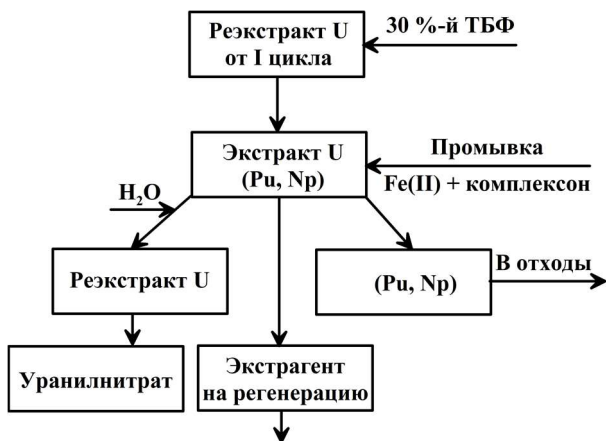


Рис. 7.4. Аффинажный цикл урана на заводе РТ-1

плутония, циркония и технеция. В качестве экстрагента используется 30 %-й трибутилфосфат в углеводородном разбавителе.

Полученный экстракт подается в экстракционный блок 2, где происходит реэкстракция циркония и трития. Полученный реэктракт циркония и трития вместе с высокоактивным рафинатом от экстракционного блока 1 поступает на установку переработки ВАО. Очищенный таким образом экстракт урана, плутония и технеция подается в экстракционный блок 3, где получают реэктракт урана и плутония. Реэктракт плутония и урана направляется на получение смешанных порошков, а экстракт урана подается в экстракционный блок 4 для барьерной промывки раствором азотной кислоты с комплексообразователем и восстановителем. Промывной раствор выводится на установку переработки аммонийсодержащих технологических САО, а промытый экстракт направляется на сепарацию от микроэмульсии и далее на реэкстракцию урана. Из блока 7 часть получаемого реэктракта урана направляется на установку получения порошков смешанных оксидов урана и плутония для корректировки состава, а оставшаяся часть – на упаривание.

Экстрагент направляется на внутрицикловую регенерацию. Периодически 1–2 раза в год оборотный экстрагент первого цикла полностью заменяется на оборотный экстрагент второго цикла. Отработанный экстрагент выводится на хранение.

При другом варианте экстракции урана, плутония, циркония и технеция откорректированный раствор с установки осветления поступает в пульсационную экстракционную колонну (блок б). Получаемый высокоактивный рафинат передается на установку переработки ВАО, а экстракт урана, плутония, циркония и технеция поступает в камеру сепаратора С1 для тонкой очистки от эмульсионного уноса. Получаемый экстракт урана, плутония, циркония и технеция поступает на экстракционный блок 2, а отработанный промывной раствор возвращается в экстракционную колонну.

Реэкстракт урана первого экстракционного цикла подогревается и подается в выпарной аппарат. Раствор уранилнитрата, с концентрацией ~ 400 г/л, выдается на второй экстракционный цикл. Установка второго экстракционного цикла предназначена для гарантированного получения отгружаемого уранового продукта. Конечный продукт установки – реэкстракт урана, который направляется в отделение упаривания уранилнитрата второго экстракционного цикла.

*Получение конечных продуктов.* На РТ-1 и ОДЦ конечными продуктами переработки являются порошки индивидуальных оксидов актинидов. Технология МП ОДЭК ориентирована на получение оксидной мастер-смеси U, Pu, Np. И на РТ-1, и на ОДЦ используют оксалатное осаждение с последующей прокалкой.

Хранение порошков оксидов плутония и урана осуществляется в контейнерах, диоксида урана – обычно в ТУК-30, закиси-оксида урана – в контейнерах ТУК-115. Перемещение контейнеров осуществляется самоходной вилочной тележкой, погрузочно-разгрузочные работы – с помощью подвесных специальных кранов.

### **7.1.2. ОДЭК**

*Общая информация.* ОДЭК (*опытно-демонстрационный энергокомплекс*) представляет собой реактор БРЕСТ-ОД-300 (*быстрый реактор с естественной безопасностью, опытно-демонстрационный*) с циклом пристанционной переработки ОЯТ и фабрикации (ре-фабрикации) топлива. Топливом в реакторе служит смешанный нитрид урана-плутония-нептуния (с добавкой америция), теплоносителем – расплавленный свинец. Пристанционная переработка включает два независимых модуля – модуль переработки (МП) и модуль

фабрикации (рефабрикации) топлива (МФР). Переработка ОЯТ осуществляется по комбинированной (пирохимической и гидрометаллургической) технологии. Это позволяет сократить время выдержки ОЯТ перед переработкой до одного года [62].

Разрабатываемая с 2010 г. технология переработки СНУП ОЯТ (рис. 7.5–7.7) включала: головные операции, пирохимический передел, экстракционно-кристаллизационную переработку, фабрикацию-рефабрикацию топлива, фракционирование ВАО, кондиционирование, отверждение РАО и их захоронение. На начальных этапах изготовления стартовой загрузки топливом ОДЭК будет использоваться только гидрометаллургическая технология.

*Головные операции.* Изначально рассматривались две опции: растворение оболочки в жидком цинке и механическая разделка ОТВС. Работы по первому варианту были прекращены в 2012 г. ввиду усложнения технологии и образования большого количества вторичных отходов. В 2015–2020 гг. была детально проработана технология фрагментации ОТВС (отделение концевиков, механическая рубка), включая испытания элементов технологии на макетах отдельных узлов. С 2020 г. начаты работы по использованию на отдельных операциях фрагментации лазерной резки.

Начиная с 2012 г. проводятся работы по высокотемпературному окислению топлива (волоксидация), целью которой является удаление летучих продуктов деления и, в первую очередь, локализация трития и  $^{14}\text{C}$ . На лабораторных установках исследуются температурные режимы, составы окисляющей газовой фазы, вопросы обращения с продуктами волоксидации.

*Пирохимическая технология.* Изначально рассматривался процесс перевода нитридов в металл и электрорафинирования в расплаве хлоридных солей ( $\text{LiCl-KCl}$ ) на твердом катоде, для удаления основной массы урана, и жидком кадмиевом (свинцовом) катоде для извлечения U, Pu, Np и частично ТПЭ, химическое осаждение остатков ЯМ, удаление солевого остатка из целевых продуктов (вакуумная отгонка), очистка циркулирующей соли (направленная кристаллизация). В 2018 г. была разработана и введена в эксплуатацию инертная камера для работы со СНУП ОЯТ, позволяющая проводить пирохимические исследования в защищенной среде, вплоть до операций сухой очистки и ремонта оборудования. Начиная



Рис. 7.5. Общая схема переработки СНУП ОЯТ на ОДЭК.  
Головные операции

с 2016 г. работы на модельном ОЯТ перенесены на АО СХК, как площадке размещения ОДЭК.

*Гидрометаллургия.* На гидрометаллургический передел могут поступать: исходное и волоксидированное СНУП ОЯТ, кадмиевый сплав U, Pu и Np, анодные шламы, порошок диоксида плутония, брак с операции изготовления топлива.

Исследования по растворению проводились для всех перечисленных материалов, включая нерастворимые осадки от операций на реальных продуктах топливных образцов. Для них, а также диоксида плутония обрабатывается операция электрохимического растворения (дорастворения) в присутствии ионов серебра. Для осветления полученных растворов рассматривалась фильтрация на различных пористых материалах и центрифугирование, окончательно был сделан выбор в пользу тангенциальной мембранной фильтрации.

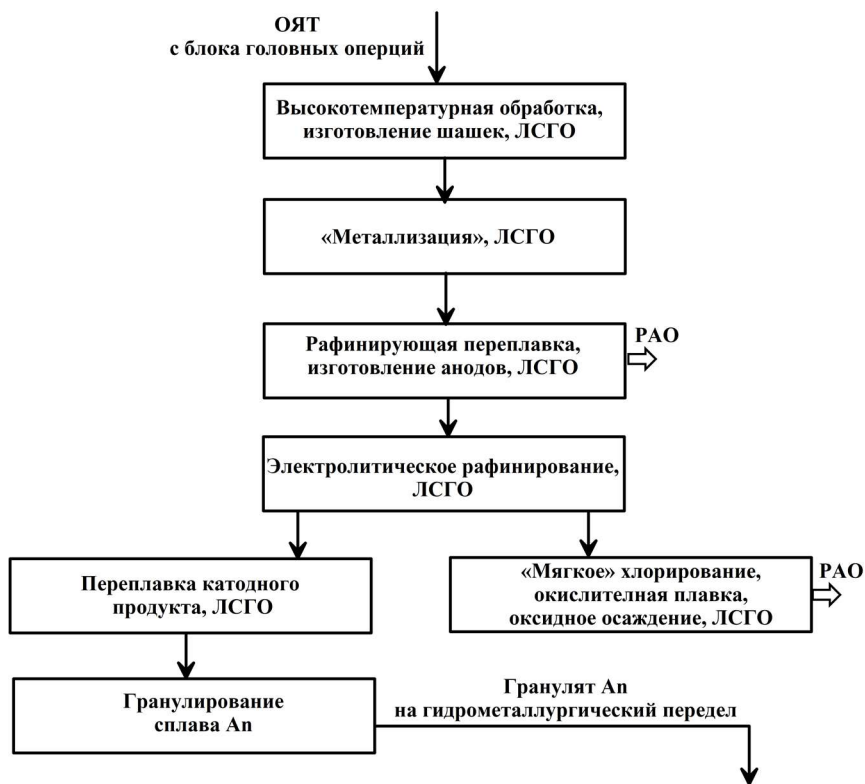


Рис. 7.6. Общая схема переработки СНУП ОЯТ на ОДЭК.  
Пирохимический передел

В 2013–2015 гг. в горячих камерах ОАО ГНЦ РФ НИИАР был создан экспериментальный стенд, на котором были проверены все операции переработки СНУП ОЯТ с использованием реальных материалов. Начиная с 2016 г. все работы по усовершенствованию технологии и макетов оборудования перенесены на площадку ОАО «СХК», где созданы участки «Лаборатория» и «Камера» для работы с имитаторами СНУП ОЯТ. Основными вопросами усовершенствования технологии являются поведение и локализация в технологических потоках Mo, Zr и Tc (для последнего прорабатываются вопросы его трансмутации с переводом в стабильный рутений).

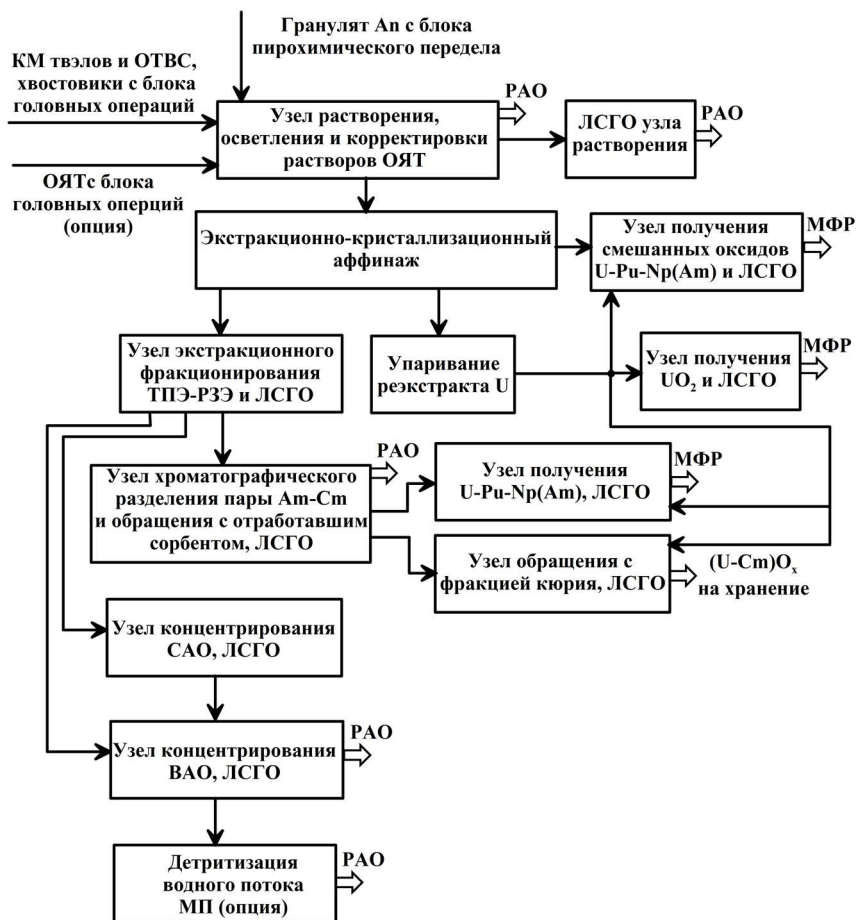


Рис. 7.7. Общая схема переработки СНУП ОЯТ на ОДЭК.  
Гидрометаллургический передел

Проверка возможности совместной кристаллизации U–Pu и U–Np, включая элементы аппаратного оформления процесса была начата в 2012 г. В течение 2013–2015 гг. на площадке АО СХК был создан экстракционно-кристаллизационный стенд для комплексной

проверки и усовершенствования операций технологии на имитационных продуктах. Опытная переработка реального ОЯТ на площадке АО СХК намечена на 2029 г.

Начиная с 2011 г. на площадке ОАО ГНЦ РФ НИИАР ведется создание полифункционального радиохимического комплекса (ПРК), задачей которого являлась укрупненная проверка технологии переработки СНУП ОЯТ, включая захоронение РАО на полигоне предприятия. Комплекс должен был состоять из универсальных технологических модулей, обеспечивающих проведение операций обращения с ОЯТ и РАО производительностью порядка 10 т/г. Модули имеют возможность отсоединения их от комплекса для дезактивации и замены узлов. Пуск ПРК был запланирован на 2029 г., однако ускоренный ввод в эксплуатацию элементов модуля переработки ОДЭК на АО СХК делает его цели не вполне актуальными.

*Фракционирование.* Стратегия фракционирования предусматривает выделение фракции ТПЭ (Np, Am, Cm) для трансмутации, Cs/Sr – для отдельного хранения теплогенерирующей фракции, разделение Am/Cm и, возможно, металлов платиновой группы для использования в промышленности [63]. В ходе работ проведены исследования более десяти экстракционных систем для выделения ТПЭ из рафината головного блока. В качестве базовой выбрана система TODGA (N, N, N', N' – тетраоктилдигликольамид) – Ф-3 (полихлортетрафторэтилен). Для системы TODGA–Ф-3 выполнен комплекс исследований, включающий динамическую проверку системы на реальных продуктах переработки ОЯТ.

Для выделения фракции Am (разделение Am/Cm) опробован ряд способов, из которых для дальнейшей проработки выбран метод высокоэффективной жидкостной хроматографии под давлением около 120 атм. Проведен ряд работ, в результате которых был подобран сорбент, определены условия разделения Am/Cm фракции. В течение 2013–2015 гг. проведено два успешных «горячих» теста сорбционно-хроматографической технологии выделения Am.

## 7.2. Заводы UP2-800 и UP3 (Франция)

*Общая информация.* Замыкание ЯТЦ во Франции началось в 1976 г., после переоборудования завода UP2 на мысе Ла Аг с целью переработки на нем и ОЯТ реакторов PWR с производительностью 400 т/г. В 1987 г. номенклатура ОЯТ была расширена с учетом переработки топлива всех французских легководных реакторов. В 1994 г. завод UP2 был реконструирован с целью увеличения его производительности до 800 т/г., после чего получил название UP2-800 (хотя отраженная в названии номинальная мощность предприятия UP2-800 составляет 800 т, его проектная мощность выше и составляет 850 т ОЯТ).

Чуть ранее, в 1990 г., на мысе Ла Аг был введен в эксплуатацию завод UP3 с производительностью 800 т/г. для переработки ОЯТ легководных реакторов из Европы и Японии.

Заводы оснащены бассейнами-хранилищами с суммарной вместимостью 14400 т ОЯТ. До 1995 г. сюда уже было доставлено в ходе 4000 перевозок 15000 т ОЯТ. Только фирма EdF (фр. *Électricité de France*) ежегодно поставляет по 1000 т ОЯТ PWR. К 1997 г. на этих заводах было переработано более 10000 т ОЯТ реакторов PWR и BWR с глубиной выгорания от 10 до 45 ГВт·сут./т и массой сборок от 150 до 500 кг. Кроме того, на UP2 была продемонстрирована возможность переработки смешанного уран-плутониевого топлива, полученного как в реакторах PWR, так и РБН Phenix.

В основе технологии выделения и очистки целевых компонентов на этих заводах лежит трехцикличный PUREX-процесс.

Структурно каждый завод состоит из нескольких отделений:

- отделение приема и хранения ОЯТ;
- отделение подготовки ОЯТ к переработке;
- отделение резки-растворения и подготовки раствора топлива к экстракционной переработке;
- отделение экстракционной очистки урана и плутония от продуктов деления и разделения между собой (I цикл PUREX-процесса);
- аффинажные отделения для окончательной очистки уранового и плутониевого продуктов;
- отделения концентрирования уранового и плутониевого продуктов и их денитрации или оксалатного осаждения с прокаливанием;

- разнообразные установки для обработки газообразных, жидких и твердых РАО.

Несмотря на структурное сходство заводов в целом, их технологии не тождественны и отличаются структурой и конкретными условиями проведения отдельных операций.

*Головные операции.* В отделении подготовки ОЯТ к экстракционной очистке завода UP3 имеется две линии обработки ОЯТ. Аналогичное отделение на заводе UP2-800 имеет только одну линию. Последовательность операций подготовки топлива к экстракционной очистке поясняет рис. 7.8, из которого видно, что сборки ОЯТ режут в горизонтальном положении, а растворение осуществляется непрерывным способом во вращающемся кольцеобразном аппарате-растворителе [64].

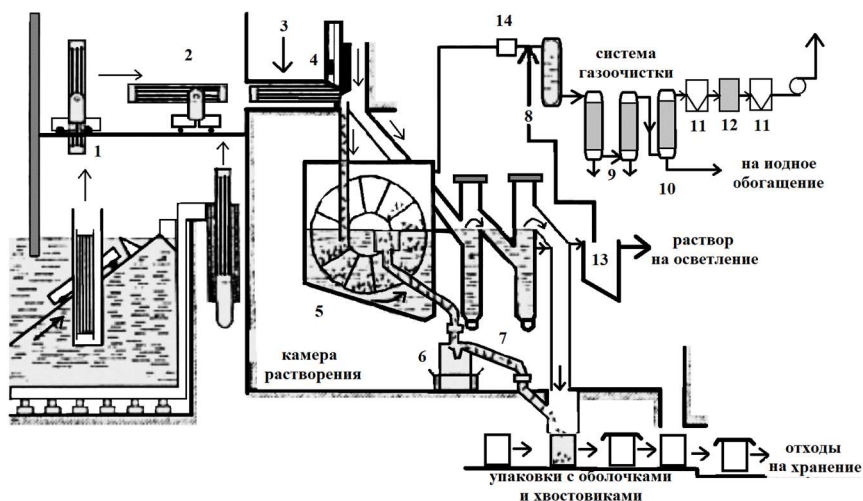


Рис. 7.8. Отделение резки-выщелачивания:

- 1 – подъемный механизм; 2 – камера подачи топлива в узел резки;
- 3 – разрезаемая сборка; 4 – камера резки; 5 – аппарат-растворитель;
- 6 – аппарат для обмывки оболочек; 7 – аппараты для обмывки хвостовиков сборок; 8 – конденсор; 9 – колонна для поглощения  $\text{NO}_x$ ; 10 – щелочной скруббер;
- 11 – высокоэффективные фильтры HEPA; 12 – фильтр для улавливания йода; 13 – десорбер йода; 14 – скруббер для удаления пыли

Французские перерабатывающие заводы UP2-800 и UP3 используют роторно-дисковые растворители непрерывного действия. Эти растворители имеют систему вращающихся корзин, которые принимают измельченное топливо по загрузочному желобу, и позволяют растворить и разгрузить корзины за один оборот колеса. Схематическая диаграмма конструкции растворителя показана на рис. 7.9. Непрерывное действие растворителя подразумевает растворение топлива в  $\sim 3$  моль/л азотной кислоте до 250 г/л уранилнитрата. Размеры и относительно небольшое количество топлива в растворителе подразумевают, что нейтронные яды не требуются для обеспечения ядерной безопасности.

Выделяющиеся при резке и растворении газы поступают в систему газоочистки, которая состоит из пылевого фильтра, колонн поглощения оксидов азота и щелочного скруббера. Очищенный от оксидов азота газ поступает на аэрозольные фильтры HEPA (*High-Efficiency Particulate Air*) и далее в колонну поглощения йода с цеолитовым носителем, содержащим серебро. После повторной контрольной очистки на фильтрах HEPA газ сбрасывается в атмосферу.

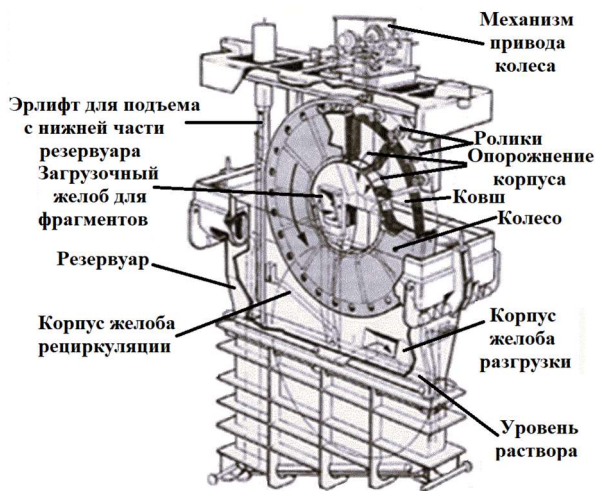


Рис. 7.9. Схематическая диаграмма ротационного растворителя непрерывного действия: высота – 5,6 м; ширина вращающихся корзин – 5,5 м

Отрезанные хвостовики и нарезанные оболочки отмываются в азотной кислоте, упаковываются и отправляются на хранение.

Исходный раствор перед осветлением направляют на отгонку иода из раствора под действием потока  $\text{NO}_x$ , которая осуществляется в противоточной колонне. Отогранный иод направляют в систему газоочистки.

Осветление раствора проводят путем центрифугирования. Удаление нерастворимых остатков проводится для минимизации накопления твердого осадка в выходящих потоках установки. Это является важным, так как осадки выделяют тепло вследствие их интенсивной радиоактивности. Облученное МОКС-топливо содержит также в нерастворимых остатках обогащенные плутонием взвеси, которые должны быть удалены и направлены в единое место с высокой эффективностью. Другим фактором для удаления взвесей является образование межфазной слизи (IFPs) в первом экстракционном цикле, что может приводить к нарушению экстракционного процесса. Нерастворимые остатки удаляются центрифугированием.

Пример промышленной центрифуги показан на рис. 7.10. После обработки на центрифуге определенного количества маточника чаша промывается, а шлам осадков передается на установку переработки отходов для пакетирования.

После осветления исходный раствор, содержащий 250 г/л урана, 2–5 г/л плутония и 3М  $\text{HNO}_3$ , поступает на операцию экстракции в I цикл PUREX.

*Выделение и разделение целевых компонентов.* I цикл экстракции включает следующие операции (рис. 7.11):

- промывку экстракта 2М  $\text{HNO}_3$  от Zr и основной массы продуктов деления, осуществляемую в отдельной пульсационной колонне;
- очистку экстракта от Tc и T путем раздельной подачи в пульсационную колонну 10М  $\text{HNO}_3$  и 1,5М  $\text{HNO}_3$  с целью достижения концентрации вымывающей Tc кислоты ~ 5,2М;
- промывку рафината, содержащего основную массу продуктов деления, разбавителем для удаления следов экстрагента, которые могут отрицательно повлиять на безопасность последующей операции упаривания ВАО в пульсационной колонне;
- дополнительную промывку экстрагентом технециевого реэкстракта и его промывку разбавителем в смесителях-отстойниках.

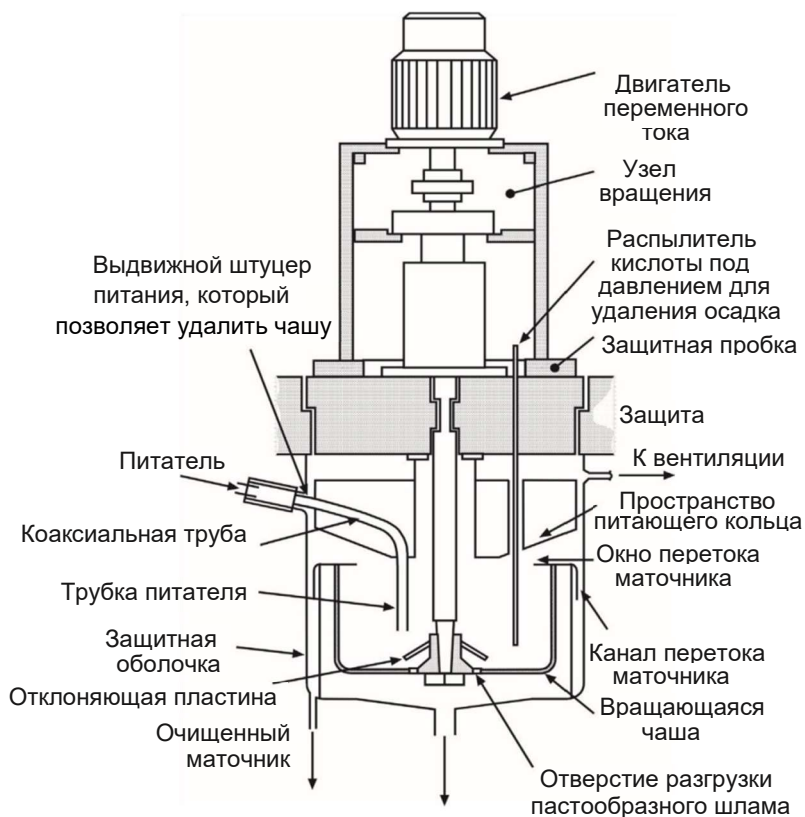


Рис. 7.10. Промышленная подвесная маятниковая центрифуга, используемая для осветления продукта растворения

При повышении кислотности раствора до 5–6 М  $\text{HNO}_3$  и умеренном увеличении скорости потока коэффициент очистки экстракта от Тс на стадии промывки может быть увеличен в 10 раз (с 3 до 30). При этом в кольцевых пульсационных колоннах выполняются не только операции основной экстракции, промывки экстракта от продуктов деления, Т и Тс, но и промывка рафината ВАО разбавителем. Дополнительные экстракция и промывка Тс растворов разбавителем осуществляются в смесителях-отстойниках.

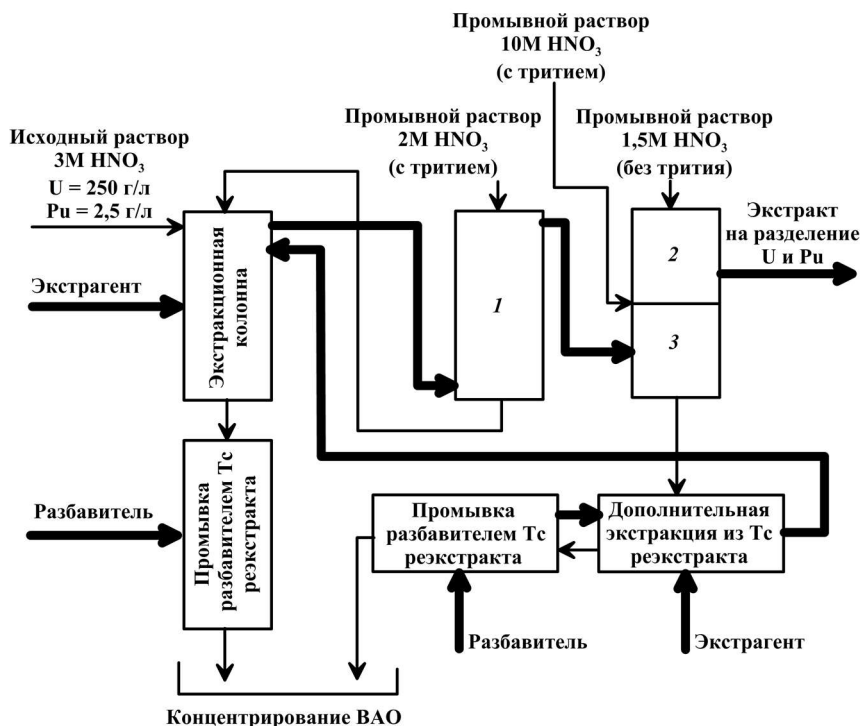


Рис. 7.11. Первый цикл экстракции (очистка экстракта от технеция и трития):

1 – колонна для промывки экстракта 2М  $\text{HNO}_3$ , неочищенной от трития, для удаления Zr и продуктов деления; 2 – секция колонны для очистки экстракта от трития путем подачи свежей, не содержащей трития, 1,5М  $\text{HNO}_3$ ; 3 – секция колонны для очистки экстракта от Тс путем подачи в колонну 10М  $\text{HNO}_3$ , неочищенной от трития

Экстракт U и Pu, содержащий также около 80 % Np от его исходного количества в растворе топлива, после очистки от Тс и Т поступает на операцию реэкстракции плутония при восстановлении его раствором  $\text{U(IV)}$ , стабилизированного гидразином. На заводе UP3 восстановительную реэкстракцию проводят в батарее смесителей-отстойников, которые одновременно выполняют функцию плутониевого барьера.

*Коэффициенты очистки и потери U и Pu на I цикле UP3*

Коэффициент очистки U от $^{106}\text{Pu}$ .....	> $2 \cdot 10^4$
Коэффициент очистки Pu от $^{106}\text{Pu}$ .....	> $10^4$
Коэффициент очистки U от $^{137}\text{Cs}$ .....	> $10^8$
Коэффициент очистки Pu от $^{137}\text{Cs}$ .....	> $5 \cdot 10^7$
Концентрация Pu в экстракте U на выходе из «плутониевого барьера», мкг/л.....	1
Концентрация U в Pu продукте, мг/л.....	< 25
Концентрация U в рафинате ВАО, мг/л* .....	< 5
Концентрация Pu в рафинате ВАО, мг/л* .....	< 0,5
Концентрация U в рафинате дополнительной экстракции, мг/л* .....	< 5
Концентрация Pu в рафинате дополнительной экстракции, мкг/л.....	< 1

Здесь \* обозначает, что концентрация соответствует пределу чувствительности метода определения.

В настоящее время в плутониевой ветке UP3 используется только один аффинажный цикл. При проектных требованиях к очистке плутониевого продукта от  $\beta$ -,  $\gamma$ -активности < 296 кБк/г Pu, реальный плутониевый продукт после I и одного аффинажного цикла содержал < 37 кБк/г Pu. Раствор нитрата плутония далее при помощи оксалатного осаждения и прокаливания оксалата плутония превращается в  $\text{PuO}_2$ .

Очистка урана во II урановом цикле экстракции-реэкстракции непосредственно связана с корректировкой валентности нептуния. На заводе UP3 в I экстракционном цикле > 80 % нептуния экстрагируется совместно с ураном и плутонием, поскольку в исходном растворе топлива он находится в экстрагируемой форме  $\text{NpO}_2^{2-}$ . В узле разделения урана и плутония нептуний в виде  $\text{Np}(4+)$  следует за ураном во II урановый цикл. На стадии упаривания уранового реэкстракта I цикла происходит окисление  $\text{U}(4+)$  до  $\text{U}(6+)$ , а  $\text{Np}(4+)$  до  $\text{Np}(5+)$ . Для предотвращения попадания  $\text{Np}(4+)$  перед межцикловым концентрированием предлагается в раствор ввести оксиды азота.

Поскольку показатели работы завода UP3 оказались достаточно высокими уже после двух циклов экстракции, очистку уранового продукта в III цикле не производят.

### Характеристики урановых циклов

Концентрация урана в рафинатах циклов, мг/л* .....	< 5
Концентрация урана в экстрагенте после реэкстракции, мг/л* .....	< 5
Коэффициент очистки от Np во II цикле .....	> 150
Коэффициент очистки от <sup>106</sup> Ru во II цикле .....	10 <sup>2</sup> –10 <sup>3</sup>

Как и ранее, \* обозначает, что концентрация соответствует пределу чувствительности метода определения.

Первый этап реконструкции завода UP2 был завершён в 1994 г. вводом в эксплуатацию отделений подготовки ОЯТ к экстракционной очистке и I экстракционного цикла. Отделение остекловывания ВАО было сдано в эксплуатацию раньше, в 1989 г.

Завод UP2-800 предназначен для переработки оксидного, включая МОКС, топлива французских реакторов PWR. Поэтому в отделении подготовки ОЯТ к экстракционной очистке установлена только одна линия рубки-выщелачивания, поскольку перерабатывается только один тип топлива, имеющего одинаковые размеры. В отличие от UP2-800 в отделении подготовки ОЯТ к экстракционной очистке завода UP3 имеется две линии, предназначенные для рубки топлива PWR или BWR, сборки которых различаются размерами.

В отделении I экстракционного цикла осуществляются процесс экстракции Pu и U из исходного раствора в ТБФ и операции промывки экстракта от продуктов деления и трития по аналогии с таким отделением завода UP3. Операция разделения урана и плутония, а также последующая очистка реэкстрактов урана и плутония проводятся в соответствующих узлах старого завода UP2.

На втором этапе реконструкции завода UP2 (2000 г.) были внесены следующие изменения:

- узел разделения урана и плутония перенесён в отделение I экстракционного цикла;
- достроено отделение для окончательной очистки плутониевого реэкстракта и конверсии нитрата плутония в PuO<sub>2</sub>;
- урановый реэкстракт из отделения I экстракционного цикла направлен на окончательную очистку в неиспользуемое оборудование III уранового цикла завода UP3.

Общая структура I цикла завода UP2-800 аналогична структуре этого цикла завода UP3 и включает две операции очистки экстракта сначала от ПД и Zr, а затем от трития и технеция. Операции экстракции, промывки от Zr, T и Tc, а также промывка разбавителем основного рафината осуществляются в кольцевых пульсационных колоннах; дополнительная экстракция из раствора технециевого реэкстракта и его промывка в смесителях-отстойниках.

Узел разделения урана и плутония на заводе UP2-800 был модифицирован к сентябрю 1995 г. (рис. 7.12). Модификация включала:

- увеличение кислотности и скорости потока на операции отмывки Tc для повышения очистки экстракта от Tc;
- установку дополнительной колонны для экстракции урана из плутониевого реэкстракта;
- промывку разбавителем плутониевого реэкстракта в смесителе-отстойнике.

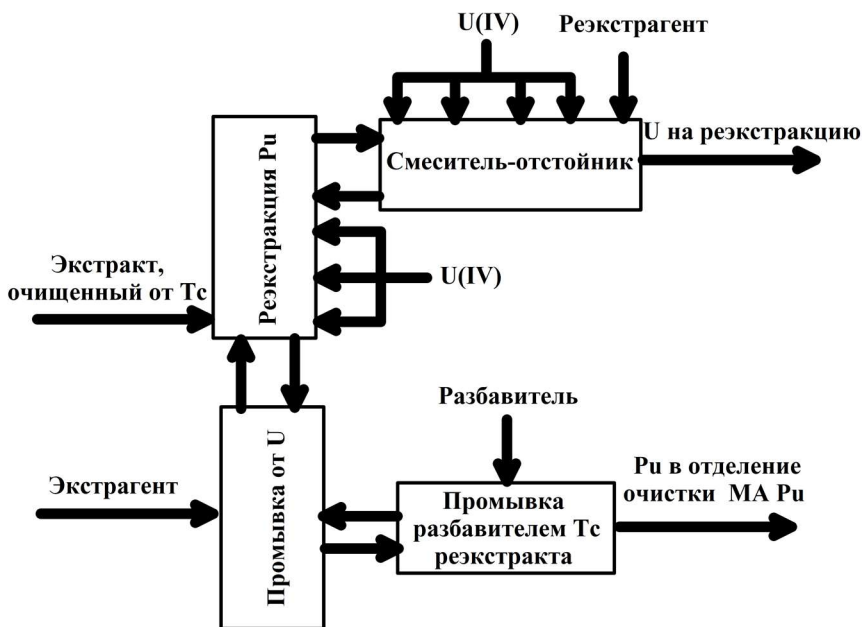


Рис. 7.12. Схема узла восстановительной реэкстракции Pu на заводе UP2-800 после 1995 г.

Экстракт U и Pu, содержащий Np, но очищенный от Tc, поступает в пульсационную колонну для восстановительной реэкстракции плутония. Кольцевая колонна снабжена тарельчатой насадкой. Высота зоны с насадкой составляет 8 м. Нижняя отстойная зона имеет одинаковый диаметр с корпусом колонны, а верхняя зона разделения имеет больший диаметр.

Эффективность разделения Pu и U была обеспечена:

- выбором сплошной органической фазы;
- числом и расположением мест ввода растворов

восстановителя – U(IV) в колонну реэкстракции Pu и смеситель-отстойник.

Высокая эффективность процесса позволила уменьшить соотношение массы U(IV) и Pu до 2. Цилиндрическая колонна для дополнительной очистки от урана реэкстракта Pu работает со сплошной водной фазой. Высокие показатели узла разделения U и Pu подтверждаются следующими цифрами.

Концентрация Pu в урановом экстракте на выходе из колонны реэкстракции Pu, мкг/л.....	100
концентрация Pu в урановом экстракте на выходе из «плутониевого барьера» – смесителя-отстойника, мкг/л .....	1
Концентрация U в Pu-продукте, мг/л < 25	
Коэффициент очистки U от <sup>106</sup> Ru .....	> 2·10 <sup>4</sup>
Коэффициент очистки U от <sup>137</sup> Cs.....	> 10 <sup>7</sup>
Коэффициент очистки от <sup>99</sup> Tc .....	> 30

*Технологии получения порошков целевых компонентов.* Конечными продуктами заводов UP3 и U 2-800 являются PuO<sub>2</sub> и раствор уранилнитрата. Оба продукта предназначены для рециклирования в PWR. PuO<sub>2</sub> перевозится на заводы по изготовлению смешанного уран-плутониевого топлива (*Melox* или *Cadarache*).

Поскольку часть PuO<sub>2</sub> может оказаться на длительном хранении, на территории заводов UP2-800 и UP3 предусмотрена очистка плутония от дочернего америция. Для этой цели на заводе UP3 построена специальная установка. Очистка Pu от Am требует проведения растворения оксида плутония. Для этого процесса был разработан и сконструирован аппарат-растворитель, использующий принцип окислительного растворения с применением электрогенерируемого Ag(II). Механизм реакции окисления поясняет схема рис. 7.13.

В этом процессе  $\text{Pu}(4+)$  окисляется на поверхности оксида до форм  $\text{PuO}_2^+$  и  $\text{PuO}_2^{2+}$ , которые хорошо растворимы в  $\text{HNO}_3$ . Условия растворения в аппарате:

- температура  $30 \pm 10$  °С;
- кислотность от 4М до 6М  $\text{HNO}_3$ ;
- концентрация  $\text{AgNO}_3$  от 0,05М до 0,1М.

1 кг  $\text{PuO}_2$  в аппарате растворяется в течение четырех часов при силе тока 80 А. Метод окислительного растворения применим и для извлечения  $\text{Pu}$  из золы, образующейся при сжигании отходов.

В 1995 г. на мысе Ла Аг была построена установка UCD (фр. *Unite Centralisée Déches Alpha*), целью которой является извлечение  $\text{Pu}$  из всех отходов, доставляемых в том числе и с заводов по производству МОКС-топлива (*Melox* и *Cadarache*).

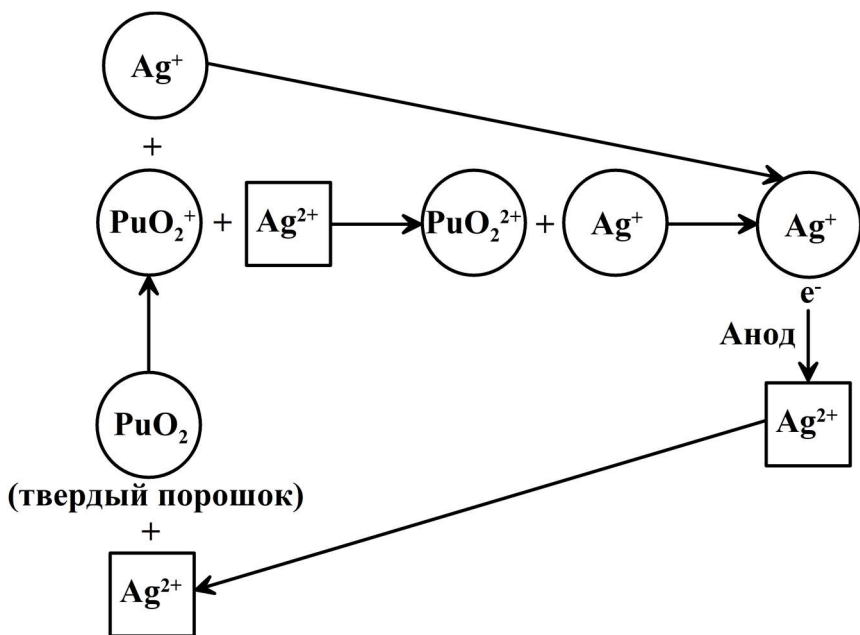


Рис. 7.13. Электрохимическое окисление  $\text{PuO}_2$

Отделение Am от Pu производится при помощи экстракционной очистки с раствором ТБФ.

Повторное использование урана, выделенного при переработке ОЯТ, было продемонстрировано на нескольких АЭС Франции. EdF рассматривает выделенный уран в качестве дополнительного сырья и готовится к его использованию. Уже построена промышленная установка TU5 в Пьерлатте, способная превращать нитрат уранила в оксид с производительностью 2000 т/г. Выделены средства на строительство установки для изготовления топлива из этого урана. Рассматриваются возможности строительства установок для превращения  $UO_2$  в  $UF_6$  и его дообогащения. Следует отметить, что рециклирование выделенного при переработке ОЯТ энергетических реакторов урана представляет собой трудную радиохимическую проблему, которая до сих пор нигде за рубежом не решена.

### 7.3. Завод THORP (Великобритания)

*Общая информация.* Завод THORP (*Thermal Oxide Reprocessing Plant*) был введен в эксплуатацию в августе 1997 г. Изначально завод строился как коммерческое предприятие по переработке собственного топлива реактора AGR (*Advanced Gas Reactor*), но в основном зарубежных реакторов Германии и Японии. Завод строился и управлялся компанией BNFL (*British Nuclear Fuel Ltd.*). Конечной продукцией завода было МОКС-топливо, которое возвращалось заказчику. Но с самого начала все пошло не так, как планировалось. Из-за утечек радиоактивности завод THORP большее время простаивал. Завод по производству МОКС-топлива мощностью 120 т в год в первые пять лет своей работы – с 1997 по начало 2003 г. – произвел всего 5 т. В 2018 г. было объявлено, что работы на THORP завершены, поскольку все контракты на переработку были выполнены. За это время было переработано более 9000 т облученного ядерного топлива от 30 клиентов из девяти стран.

Отходы, образующиеся в процессе переработки, остаются собственностью зарубежных клиентов, которые по контракту обязаны забрать их обратно. Перед возвратом производится процесс витрификации (остекловывания) образующихся отходов, после чего получившееся стекло упаковывается в металлический контейнер.

Более половины контейнеров уже отправлены обратно клиентам в Японии, Швейцарии, Германии и Нидерландах. Остальные будут возвращены в Японию, Германию и Италию в течение следующих 6 лет. Япония является самым крупным заказчиком, на долю которого приходится половина всех контейнеров РАО. По сообщениям компании Sellafeld Ltd, управляющей ядерным центром в Селлафилде, за период с 2008 г. подготовлены к отправке в общей сложности 1840 контейнеров с РАО.

При этом 60 % загрузки завода THORP составляет ОЯТ атомных электростанций Великобритании. Сообщается, что этот завод будет работать до 2030 г., нацелившись, в основном, на переработку ОЯТ британских АЭС, выведенных из эксплуатации. Далее объект будет использоваться для хранения отработавшего ядерного топлива до 2070-х гг.

Завод THORP предназначен для переработки оксидного топлива легководных реакторов и усовершенствованных газоохлаждаемых реакторов с выгоранием вплоть до 40 ГВт·сут/т и временем выдержки после выгрузки из реактора до 5 лет. Предполагалось также возможность перерабатывать ОЯТ с добавками смешанного уран-плутониевого оксидного топлива с выгоранием до 60 ГВт·сут/т.

Завод THORP состоит из следующих отделений:

- отделение приема и хранения ОЯТ;
- бассейн подготовки ОЯТ к переработке;
- отделение резки-выщелачивания ОЯТ и подготовки раствора топлива к экстракционной очистке;
- отделение экстракционной очистки урана и плутония (I цикл PUREX-процесса);
- отделения окончательной очистки плутониевого и уранового продуктов и их конверсии в оксиды.

Общая блок-схема завода дана на рис. 7.14. ОЯТ усовершенствованных газоохлаждаемых и легководных реакторов после 3 и 5 лет, соответственно, хранения в бассейне-хранилище в упакованном в специальные контейнеры виде подается в бассейн подготовки сборок и твэлов (для AGR) к переработке, а затем в узел резки. Растворение топлива происходит периодическим способом в перфорированных корзинах из нержавеющей стали, куда загружают порции

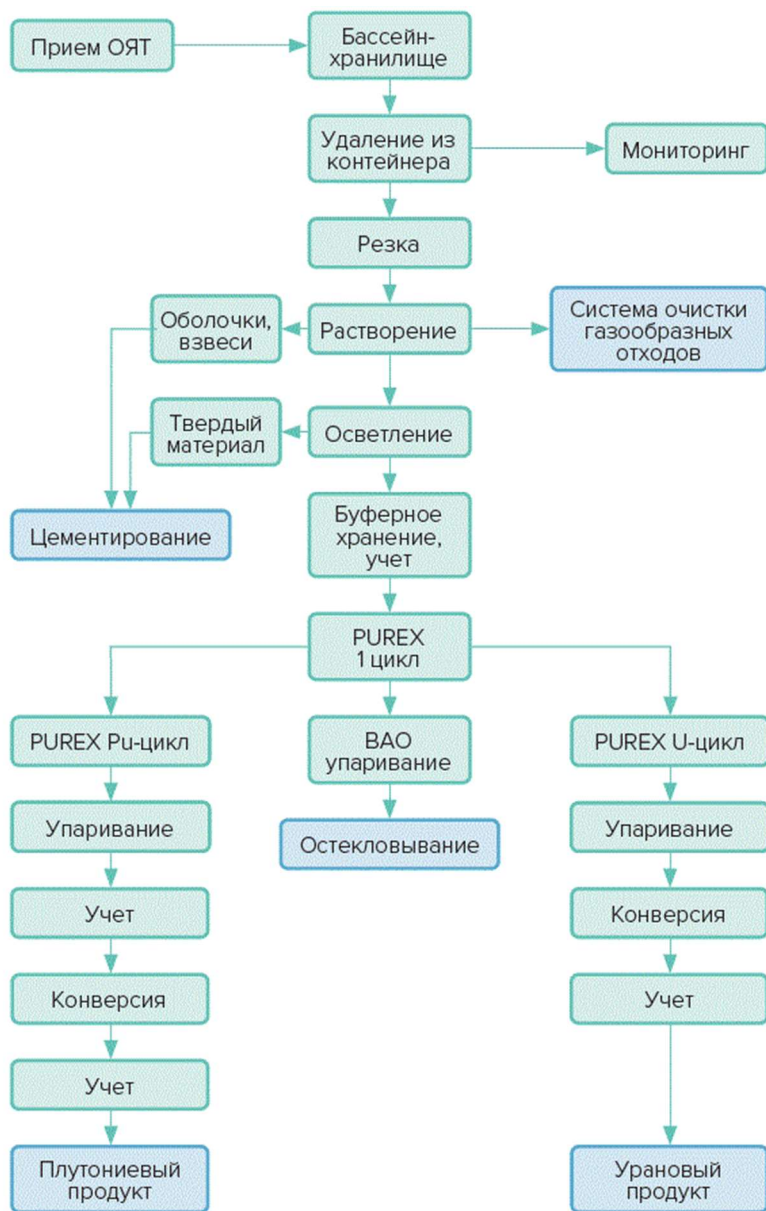


Рис. 7.14. Обобщенная блок-схема завода THORP

ОЯТ массой 1,8 т урана. Осветленный раствор поступает на I цикл экстракции.

*Главные операции.* На заводе THORP кондиционирование топлива и ввод топлива в растворитель проводится в один этап. Это достигается измельчением топлива в больших гидrolитических ножах. Нарезанное топливо падает через воронку непосредственно в растворитель. Гидролитические ножи используют гидролитическую заглушку для безопасного хранения топлива и гидролитический резак для измельчения топлива. Кусочки обычно имеют размер в интервале 5–10 см, что достаточно для выщелачивания топлива из оболочек. Этот процесс проиллюстрирован на рис. 7.15.

Перерабатывающий завод THORP использует три «котелковых» растворителя периодического действия. Измельченное топливо падает через движущийся желоб в один из трех растворителей, каждый из которых содержит корзину. Это показано на рис. 7.16.

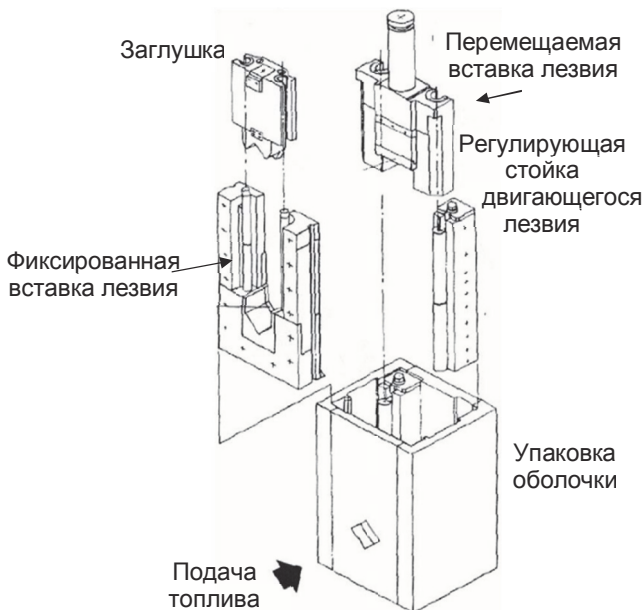


Рис. 7.15. Схематическое изображение гидролитического ножа THORP

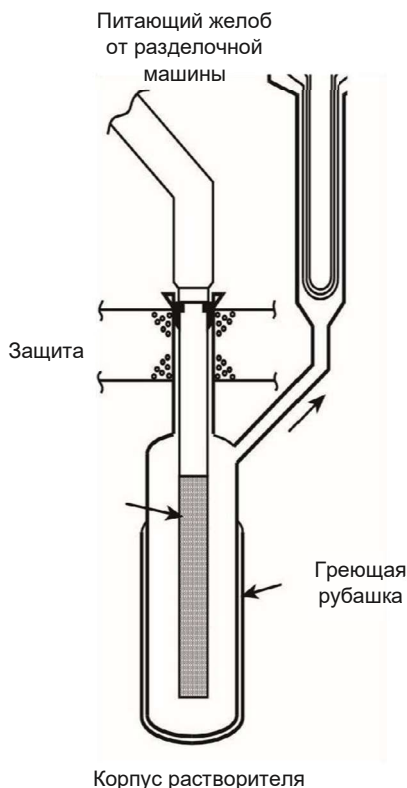


Рис. 7.16. Схематическая диаграмма растворителя оксидов периодического действия

Растворители используются последовательно, обеспечивая непрерывное вскрытие. Эта последовательность позволяет одному растворителю осуществлять прием топлива, второму – выщелачивать топливо и кондиционировать маточник, а третий находится на освобождении от раствора. Топливо добавляется в растворитель при исходной концентрации азотной кислоты  $\sim 8$  моль/л. Количество добавленного топлива контролируется по бурному растворению тонко нарубленного топлива перед следующей добавкой. Растворение потребляет азотную кислоту, образуя конечный раствор состава:  $\sim 3$  моль/л азотной кислоты и 250 г/л уранилнитрата. Вследствие от-

носителем большого количества низкообогащенного топлива в растворитель THORP добавляется нейтронный яд – гадолиний, чтобы уверенно обеспечить ядерную безопасность.

Оптимизация условий процесса в промышленных растворителях с целью достижения приемлемого уровня образования молибдата циркония является важным, так как молибдат циркония формируется на поверхностях растворителя, приводя к образованию так называемых «коровьих лепешек». Эффекты температуры, концентрации азотной кислоты, молибдата и циркония, как известно, являются ключевыми факторами в скорости образования молибдата циркония. Для промышленных растворителей предпочтительный регулируемый параметр процесса – температура. В промышленных циклах растворения пик температуры является зачастую минимизированным для снижения скорости образования молибдата циркония.

Йод выделяется на головных операциях в отходящие газы, минимизируя его накопление в органической фазе на установке жидкостной экстракции и аэрозольный унос на перерабатывающем заводе. Растворители завода THORP периодического действия и растворители непрерывного действия в Ла Аг применяют разные методы для максимального удаления йода. Растворители периодического действия могут легко использовать продувку перед окончанием цикла растворения, после того как растворение закончено, для удаления остающегося йода. Для растворителей непрерывного действия применение продувки нежелательно, так как скорость растворения слишком мала для связывания образующегося йода. Для удаления из маточников растворителей непрерывного действия используется отдельный процесс.

Плутоний после растворения может существовать в виде смеси четырех- и шестивалентной степеней окисления. Непрерывное растворение способствует получению четырехвалентного продукта, по сравнению с последней стадией периодического растворения, где концентрация азотистой кислоты является низкой, и плутоний частично окисляется до шестивалентного состояния. Так как четырехвалентный плутоний предпочтителен для процессов жидкостной экстракции на заводе THORP, перед окончанием периодического цикла растворения продувают смесь воздуха с диоксидом азота че-

рез раствор растворителя. Это восстанавливает плутоний до четырехвалентного состояния. Нерастворимые остатки удаляются центрифугированием. Пример промышленной центрифуги показан на рис. 7.10. После обработки на центрифуге определенного количества маточника чаша промывается, а шлам осадков передается на установку переработки отходов для пакетирования.

*Выделение и разделение целевых компонентов.* Утверждению структуры I цикла экстракции предшествовал почти десятилетний период НИОКР, посвященный определению оптимальных параметров проведения процесса очистки урана и плутония от Tc и Np и друг от друга, выбору экстракционного оборудования и проверке его в разных режимах эксплуатации.

В соответствии со структурой I цикла экстракции исходный раствор поступает в первую экстракционную колонну (НА на рис. 7.17), куда подается экстрагент – 30 %-й раствор ТБФ в керосине. Экстракт промывается азотной кислотой в колонне HS для очистки от большей части продуктов деления. Рафинат в колонне SS очищается паром от следов ТБФ. Экстракт без специальной очистки от Tc в отдельной колонне (как на французских заводах) поступает в колонну 1BX на операцию восстановительной реэкстракции плутония при помощи раствора  $U^{4+}$  с гидразином. Реэкстракт плутония очищается от урана в колонне 1BS при помощи экстракции раствором ТБФ в керосине, а затем от следов экстрагента промывкой разбавителем. Экстракт урана проходит через смеситель-отстойник 1BXX для отделения остатков плутония (по аналогии с плутониевым барьером на UP2), а затем на операцию реэкстракции урана.

Проектом завода THORP были предусмотрены спецификации для уранового и плутониевого продукта. Для урана требуется получить следующие коэффициенты очистки на I и урановом циклах:

- коэффициент очистки от плутония –  $7,65 \cdot 10^5$ ;
- содержание Pu – 208 Бк/г U;
- коэффициент очистки от нептуния – 314;
- содержание Np – 42 Бк/г U;
- коэффициент очистки от Tc – 274;
- содержание Tc – 4 мкг/г U;
- общее содержание  $\alpha$ -активности – 250 Бк/г U.

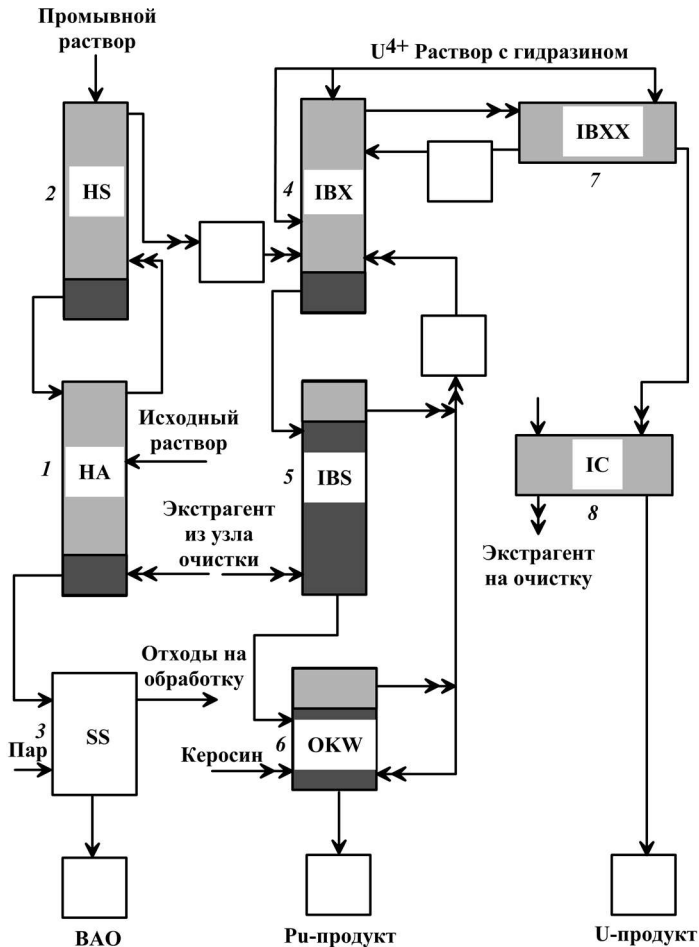


Рис. 7.17. Первый цикл экстракции на заводе THORP:

- 1 – экстракционная пульсационная колонна;
- 2 – пульсационная колонна для промывки экстракта кислотой;
- 3 – колонна для удаления из рафината следов экстрагента;
- 4 – пульсационная колонна для восстановительной реэкстракции плутония;
- 5 – пульсационная колонна для удаления следов урана из реэкстракта плутония;
- 6 – колонна для промывки реэкстракта плутония керосином с целью удаления следов ТБФ;
- 7 – смеситель-отстойник для отделения следов плутония из экстракта;
- 8 – смеситель-отстойник для реэкстракции урана раствором азотной кислоты

Изучение поведения Тс показало, что значительная часть его исходного содержания в растворе топлива экстрагируется совместно с ураном и плутонием в форме технецийциркониевого комплекса. В колонне 1ВХ в условиях, предусмотренных для восстановления плутония до  $Pu^{3+}$ , Тс также восстанавливается почти полностью до неэкстрагируемого состояния Тс(VI) и следует в плутониевый реэкстракт. Для предотвращения или смягчения нежелательного влияния реакции взаимодействия Тс с гидразином в колонне 1ВХ сплошной является органическая фаза.

Попытки реэкстрагировать Тс из экстракта до операции восстановительной реэкстракции предпринимались еще в конце 80-х гг. Они показали, что достаточно трех ступеней в секции промывки экстракта для реэкстракции 98 % Тс 5М азотной кислотой. При этом концентрация Тс в экстракте снижается до уровня, эквивалентного уровню концентрации его в магноксовом топливе, и Тс уже не оказывает негативного влияния на эффективность разделения урана и плутония. Однако на заводе не предусмотрена специальная операция отмывки Тс из экстракта, и поэтому операцию реэкстракции Pu проводят при 20 °С.

В урановом цикле реэкстракт урана пропускают через два аппарата, предназначенных для корректировки его состава и валентного состояния Np и Pu. Цель обработки раствора – переводение Np, следующего за потоком урана, в неэкстрагируемое состояние Np(5+), а также переводение примесей Pu в Pu(3+) (рис. 7.18).

Подготовка уранового раствора к экстракции заключается в:

- пропускании его через кондиционер с подогревом, поскольку известно, что нагревание Np(IV) в низкокислотной среде ведет к образованию Np(V);

- подкислении раствора 1,2М  $HNO_3$  (см. рис. 6.9).

Затем урановый раствор подается на операцию экстракции 20 %-м раствором ТБФ в керосине смесителе-отстойнике. Урановый экстракт очищается от следов плутония промывкой гидроксиламин. Реэкстракцию урана проводят 0,01М  $HNO_3$ .

*Технологии получения порошков целевых компонентов.* Очищенный урановый продукт с концентрацией ~ 50 г/л упаривают до концентрации 1000 г/л, а затем распыляют в денитратор, где образуются

порошок  $UO_3$ , который упаковывают в стальные бочки вместимостью 50 л. На рис. 7.19 показана схема узла упаривания и денитрации очищенного уранилнитрата.

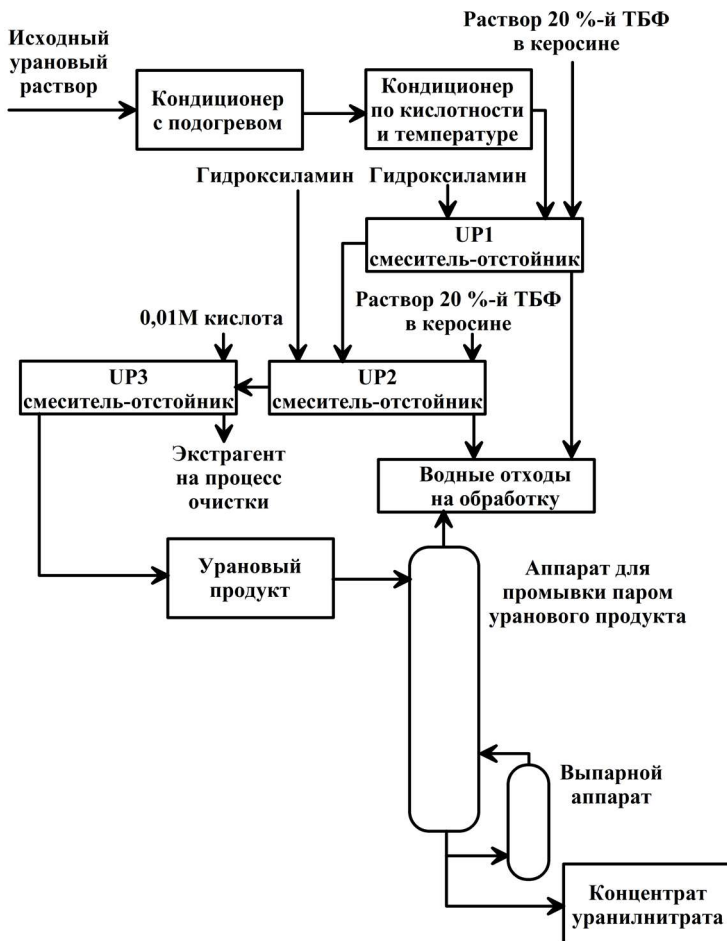


Рис. 7.18. Отделение очистки уранового реэктракта первого цикла

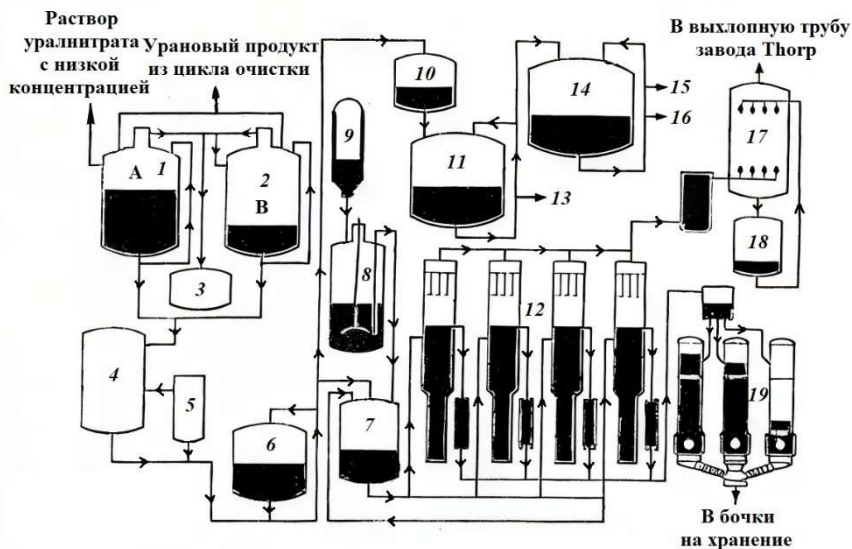


Рис. 7.19. Схема узла упаривания и денитрации:

1 – емкость А с исходным раствором для упарки; 2 – емкость В с исходным раствором для упарки; 3 – емкость для удаления примеси экстрагента; 4 – колонна для промывки паром; 5 – выпарной аппарат; 6 – приемник концентрата; 7 – буферная емкость при термических денитраторах; 8 – специальный аппарат-растворитель; 9 – воронка; 10 – дозатор; 11 – емкость для подготовки материала к денитрации; 12 – секция с четырьмя денитраторами; 13 – в отделение подготовки исходного раствора к экстракции; 14 – замещающая емкость для хранения раствора перед денитрацией; 15 – в I цикл экстракции; 16 – в цикл очистки уранового продукта I цикла; 17 – каустический скруббер; 18 – емкость для рециклируемого раствора каустической соды; 19 – воронки для насыпания порошка  $UO_3$

Плутониевый реэкстракт из I цикла перед повторным циклом экстракции-реэкстракции обрабатывается смесью воздуха и оксидов азота для окисления  $Pu(III)$  до экстрагируемого валентного состояния  $Pu(IV)$ . В отделении очистки плутония установлены три пульсационные колонны. В первой колонне осуществляется операция экстракции, во второй – восстановительная реэкстракция азотно-кислым раствором гидроксиламина, в третьей – промывка реэкс-

тракта очищенным керосином для удаления следов ТБФ. Заканчивается плутониевая линия завода THORP узлом превращения раствора нитрата плутония в диоксид, пригодный для изготовления смешанного оксидного уран-плутониевого топлива. Для этого плутониевый раствор корректируется по составу и кислотности, в аппарате-осадителе к нему добавляют щавелевую кислоту. Оксалат плутония отделяют от маточного раствора на вращающемся вакуумном фильтре. Осадок сушат в сушильной печи, а затем прокаливают в печи при 600 °С. Готовый порошок PuO<sub>2</sub> упаковывают в трехслойные контейнеры из нержавеющей стали. Партия PuO<sub>2</sub>, помещаемая в контейнер, имеет вес 8 кг. Контейнеры с PuO<sub>2</sub> хранятся в специально построенном хранилище. В настоящее время завод остановлен и будет использоваться в ближайшее время как площадка контейнерного хранения ОЯТ.

#### 7.4. Заводы Tokai и Rokkasho (Япония)

*Общая информация.* Первый японский небольшой завод, расположенный в Токай-Мура (англ. *Tokai-Mura*), TRP (*Tokai Reprocessing Plant*) был построен к 1977 г. Однако официально он был сдан в эксплуатацию в январе 1981 г. Проект технологической схемы завода и основного оборудования был выполнен французской фирмой SGN (фр. *Saint Gobain Techniques Nouvelles*). Более трех лет потребовалось фирме PNC (англ. *Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation*), которая является владельцем завода, для решения проблем, обнаружившихся в ходе горячих испытаний. Завод устойчиво работал с производительностью ~ 90 т/г. при проектной производительности 210 т/г. К марту 1997 г. на заводе было переработано 936 т ОЯТ, включая 5 т смешанного уран-плутониевого топлива реактора ATR «Fugen». TRP работал с 1981 по 2006 г., а в 2014 г. было решено окончательно прекратить эксплуатацию, поскольку модернизация в соответствии с требованиями безопасности после аварии на Фукусиме была неэкономичной. В 2022 г. MNF (*Mitsubishi Nuclear Fuel Co.*) возобновила производство ядерного топлива на заводе Токай мощностью 440 т/г., приостановленное в 2018 г., пока велись строительные работы на заводе Rokkasho.

Комплекс Rokkasho (*Роккашо, Роккасё*) расположен на полуострове Симокита (*Shimokita*) на северной оконечности острова Хонсю (*Honshu*). Жители населенного пункта дали согласие на сооружение комплекса RRP (англ. *Rokkasho Reprocessing Plant*) в 1985 г., так как надеялись возродить в округе сельское хозяйство за счет отчислений от атомщиков. Его проектная производительность – 800 т ОЯТ/г. при работе 200 сут. в год.

Сооружение завода по переработке ОЯТ стартовало в 1993 г., и он до сих пор пребывает в статусе строящегося. По данным JNFL (*Japan Nuclear Fuel Ltd.*), владельца завода, строительство и испытания объекта были завершены в 2013 г., и объект должен был начать работу в октябре 2013 г., однако запуск производства был отложен из-за новых правил безопасности. К 2017 г. дата ввода в эксплуатацию переносилась 23 раза, и в декабре 2017 г. была перенесена еще на три года, на 2021 г., чтобы реализовать повышенные меры безопасности на заводе по переработке и заводе по изготовлению МОКС-топлива.

Оба завода имеют схожие отделения, где выполняются следующие операции (рис. 7.20 и 7.21):

- прием и хранение топлива;
- резка-выщелачивание;
- осветление раствора;
- экстракционное отделение с циклом совместной экстракции урана и плутония и их разделением;
- аффинажный цикл очистки урана;
- аффинажный цикл очистки плутония;
- концентрирование уранового продукта;
- концентрирование плутониевого продукта;
- концентрирование ВАО;
- узел регенерации азотной кислоты;
- узел газоочистки.

Проект технологической схемы завода TRP и основного оборудования был выполнен французской фирмой SGN. В качестве технологии завода RRP компанией JNFL был выбран COEX™ процесс, разработанный компанией AREVA.

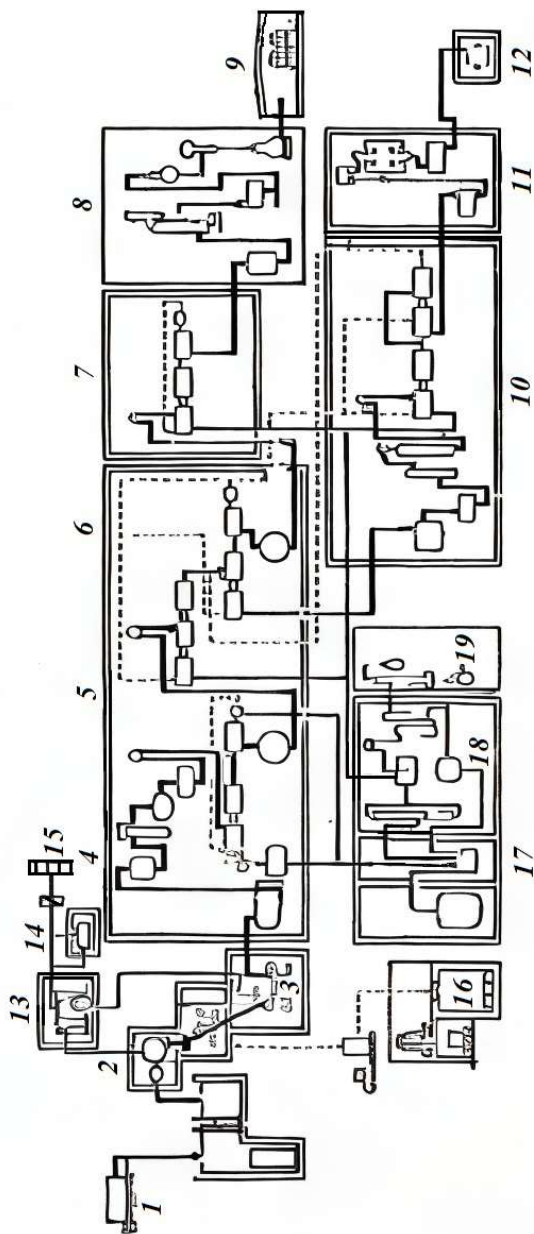


Рис. 7.20. Принципиальная схема завода ТРР:

1 – прием и хранение ОЯТ; 2 – резка ОЯТ; 3 – растворение ОЯТ; 4 – осветление раствора; 5 – I цикл экстракции; 6 – II цикл экстракции; 7 – цикл очистки уранового продукта; 8 – процессы концентрирования и денитрации уранового продукта; 9 – хранение уранового продукта; 10 – процессы очистки плутониевого реактанта (разделение во II цикле); 11 – процесс концентрирования плутониевого продукта; 12 – хранение плутониевого продукта; 13 – газоочистка; 14 – хранение сорбсных газов; 15 – главная труба выбросов газовых отходов; 16 – хранилище твердых отходов; 17 – концентрирование ВАО; 18 – регенерация кислоты; 19 – в процесс

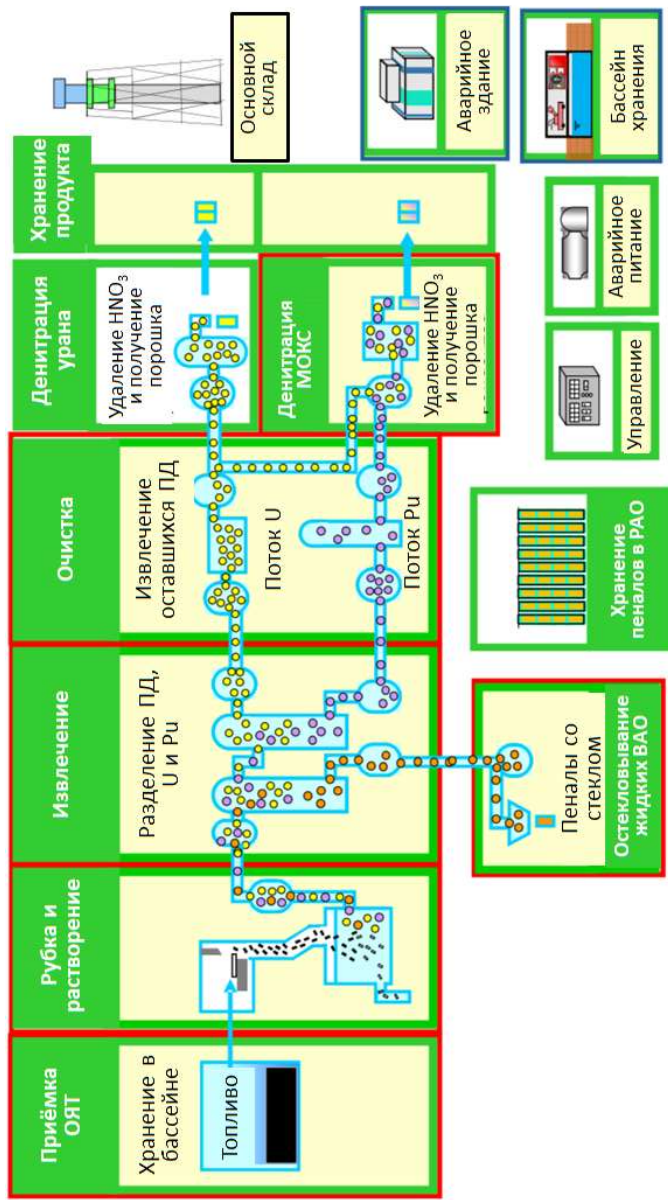


Рис. 7.21. Принципиальная схема завода RRP

*Головные операции.* Завод TRP имеет хранилище емкостью 140 т ОЯТ. Ввиду того, что на заводе перерабатывается топливо реакторов ATR и LWR с разными габаритами сборок, отделение резки и растворения топлива имеет две нитки. Резку топлива производят при горизонтальном закреплении сборок на столе. Растворение отрезков ОЯТ проводится в аппаратах периодического действия. Полученный раствор топлива содержит до 1 г/л высокодисперсных частиц с размерами от 0,2 до 5 мкм. В состав взвесей входят графит, кремниевая кислота, продукты коррозии и, по мере возрастания глубины выгорания топлива (выше 20 ГВт·сут/т) увеличивается доля продуктов деления.

Осветление растворов топлива проводят фильтрованием на пульсационных фильтрах. В технологии газоочистки для предотвращения «размазывания» йода по технологическим потокам предусмотрена операция его отдувки из раствора оксидами азота.

Наиболее сложной и многоаппаратной из систем газоочистки является газоочистка узла растворения, которая включает несколько обязательных для каждого завода операций:

- улавливание пыли;
- конденсацию азотной кислоты с ее возвратом в процесс;
- поглощение водой или слабой  $\text{HNO}_3$  оксидов азота;
- поглощение  $^{129}\text{I}$  и  $^{14}\text{C}$  в содощелочном скруббере;
- фильтрацию газового потока через высокоэффективные фильтры аэрозолей.

Хранилище ОЯТ завода RRP состоит из трех бассейнов вместимостью 1000 т каждый. Резку топлива производят при горизонтальном положении сборок, при этом сборки разных размеров поступают на столы, оборудованные специальными магазинами с зажимами для каждого типа перерабатываемого топлива. Узел с агрегатом резки дублируется для обеспечения бесперебойной и равномерной работы отделения резки и одновременного проведения ремонтных работ, например замены режущего полотна. Оборудование, как правило, имеет модульную структуру, позволяющую проводить быструю замену отдельных блоков при ремонте.

Растворение отрезков ОЯТ производят непрерывно. Ядерная безопасность узла растворения обеспечивается геометрией аппаратов.

Осветление растворов топлива проводится в подвесной центрифуге маятникового типа.

*Выделение и разделение целевых компонентов.* Технологическая схема заводов TRP и RRP мало отличается от таковых для UP2-800, UP 3, THORP и включает головной экстракционный цикл с очисткой и разделением урана и плутония, цикл аффинажа урана и цикл аффинажа плутония. В качестве восстановителя плутония используется раствор U(IV) с гидразином при повышенной кислотности.

На заводе TRP в линии аффинажа урана дополнительно установлен цикл силикагелевой очистки от нептуния. Экстракционное оборудование во всех циклах завода – смесители-отстойники. Технологическая схема завода показана на рис. 7.22.

Технологическая схема завода RRP полностью повторяет такую для завода UP2-800. На операциях первого экстракционного цикла и цикла аффинажа плутония используются пульсационные, кольцевые и цилиндрические колонны, в цикле аффинажа урана – смесители-отстойники.

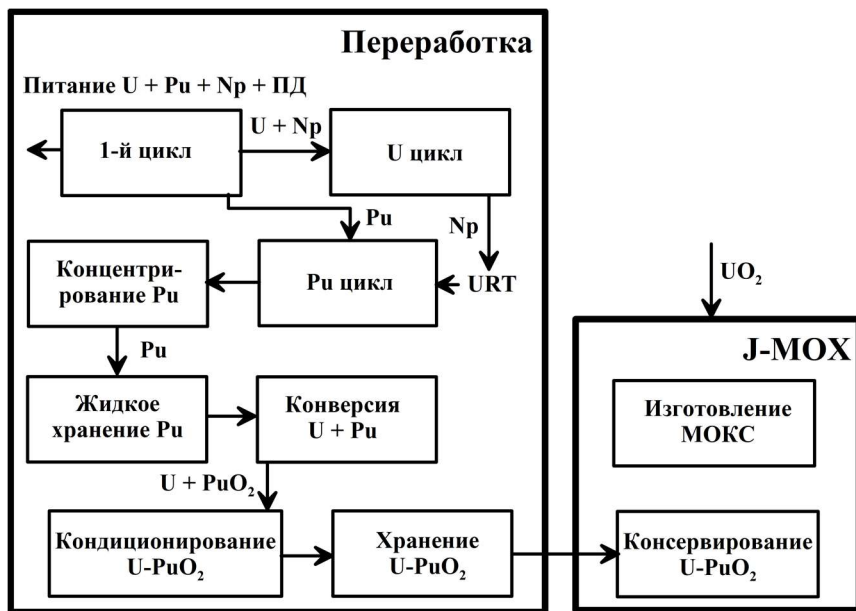


Рис. 7.22. Технологическая схема завода TRP

## 7.5. Пилотная установка 404 (Китай)

*Общая информация.* Суммарные запасы ОЯТ в Китае оценивались как более 5,67 тыс. т на конец 2019 г. На конец 2020 г. они возросли приблизительно до 7,8 тыс. т (по тяжелым металлам). На сегодняшний день в Китае функционирует один завод по переработке ОЯТ – завод 404 на площадке Цзюцюань (англ. *Jiuquan*) в провинции Ганьсу (англ. *Gansu*). Это опытный завод, его производительность по переработке невелика – до 50 т в год. Но даже этой величины достичь удалось не сразу. Так, после первых нескольких дней работы и получения полутора десятков килограммов плутония завод пришлось останавливать из-за выявленных технических проблем. Предполагается увеличение его мощности до 100 т в год. Предприятие по переработке ОЯТ в промышленных масштабах планируется запустить к 2020 г. [65].

В 2007 г. компанией Areva и компанией CNNC (*China National Nuclear Corporation*) было подписано соглашение о проведении совместной оценки осуществимости проекта строительства в Китае завода по переработке ОЯТ и производству МОХ-топлива. На заводе *Jiuquan* имеются два временных хранилища ОЯТ на 500 и 800 т. Первое из них, по некоторым данным, практически заполнено – туда вывозили отработавшие сборки с АЭС Дайя-Бей (англ. *Daya Bay*). Горячие испытания на заводе прошли только в 2010 г.

На площадке Джинта (англ. *Jinta*) в провинции Ганьсу с 2015 г. сооружается мощный завод по переработке ОЯТ. Его производительность – до 200 т в год. Емкость временного хранилища – 1200 т. Ожидаемые сроки ввода завода в эксплуатацию – 2025 г.

*Переработка ОЯТ.* В ноябре 2011 г. CNNC создала дочернее предприятие *Ruineng Science and Technology Co.*, ответственное за внедрение технологий переработки ОЯТ и производство МОКС-топлива в промышленных масштабах. Оно занимается согласованием мест для строительства, проектированием, сооружением и управлением заводов по переработке ОЯТ и производству МОХ-топлива, хранением ОЯТ вне площадки АЭС, а также возглавляет проекты НИОКР в сфере переработки ОЯТ.

Пилотный завод по переработке ОЯТ по технологии PUREX мощностью 50 т ТМ в год был запущен в 2009 г. Основные характеристики: 400 кг продукции в сутки, 300 кг продукта химической сепарации в сутки, горячие испытания окончены в 2010 г. Планируется, что продукты экстракции –  $\text{PuO}_2$  и  $\text{UO}_3$  могут использоваться как ЯТ для CEFR (*China Experimental Fast Reactor*). Технология и оборудование для переработки ОЯТ скрываются китайской стороной, но, судя по сотрудничеству с французскими специалистами, завод является аналогом завода UP2.

### **7.6. Заводы и установки PREFRE, KARP, INRP, CORAL, DFRP, UTSF и PRTRF (Индия)**

В январе 1954 г. был создан Центр атомных исследований им. Х.Д. Баба (*BARC*), который является ведущим индийским центром ядерных исследований со штаб-квартирой в Тромбее (англ. *Trombay*). Он был основан Хоми Джехангиром Бабой (англ. *Homi Jehangir Bhabha*) как междисциплинарная исследовательская программа, необходимая для ядерной отрасли Индии.

Центр атомных исследований имени Индиры Ганди (*IGAR*) – второе по величине учреждение Министерства атомной энергии (*DAE*). Он был основан в 1971 г. как эксклюзивный центр, занимающийся наукой и технологиями реакторов на быстрых нейтронах. Первоначально он назывался «Центр реакторных исследований» (*RRC*). Он был переименован в Центр атомных исследований имени Индиры Ганди тогдашним премьер-министром Индии Радживом Ганди в декабре 1985 г. Центр занимается широкомасштабной междисциплинарной программой научных исследований и передовых инженерных разработок, направленных на разработку технологии реакторов на быстрых нейтронах в Индии [66].

Особенностью ядерно-энергетической политики Индии является ориентация на собственные энергетические ресурсы и развитие двух замкнутых топливных циклов: уранового и ториевого. Ториевому топливному циклу в перспективе будет уделяться большее внимание, учитывая большие запасы монацитового песка в Индии.

Ядерно-энергетическая программа выполняется в три стадии:

- использование природного урана в PHWR (*Pressurized Heavy Water Reactor*) и обогащенного урана в BWR (*Boiling Water Reactor*);
- применение выделенного при переработке ОЯТ PHWR и BWR, плутония в РБН и, возможно, в PHWR и BWR, а также установка ториевого топлива в бланкетной зоне для наработки  $^{233}\text{U}$ ;
- использование  $^{233}\text{U}$ -топлива и ториевого топлива.

Источником оружейного плутония в Индии был действующий реактор по производству плутония Дхрува (англ. *Dhruva*) в комплексе Центра атомных исследований Баба, а до 2010 г. – реактор CIRUS (*Canada-India Reactor, United States*), в том же месте.

В июле 1958 г. премьер-министр Неру одобряет проект «Феникс» по строительству завода с мощностью 20 т ядерного топлива в год – в соответствии с производственной мощностью CIRUS. Предприятие основывалось на созданной в США технологии Purex, проект был подготовлен американской фирмой Vitro International.

Первый индийский завод по переработке, «Plutonium Plant», был построен в 1965 г. в Тромбее (*Thrombey*). В 1973 г. завод из был выведен из эксплуатации из-за интенсивной коррозии, а в 1982 г. он вновь вступил в строй. После реконструкции завода на нем перерабатывается в небольшом масштабе ОЯТ исследовательских реакторов, расположенных здесь же, включая ториевое и смешанное уран-плутониевое топливо. На BARC выделено 400 кг плутония. Накопленный на нем опыт позволил в начале 70-х взяться за задачу переработки ОЯТ тяжеловодных реакторов PHWR.

В 1982 г. состоялся пуск второго радиохимического предприятия в Тарапуре (*Tarapur*), предназначенного для переработки топлива энергетических реакторов (PREFRE – *Power Reactor Fuel Reprocessing Facility*). Оно предназначалось для переработки топлива реакторов CANDU. Проектная мощность этого предприятия – 100 т топлива в год. Однако его реальный уровень производства был ограничен по техническим и организационным соображениям. В настоящее время в Тарапуре перерабатывается топливо, поступающее только с двух АЭС – Раджастханской и Мадрасской (PREFRE-D). К концу 1995 г. в Тарапуре переработано 310 т отработанного топлива с АЭС, что позволило выделить не менее 900 кг плутония.

В марте 1996 г. состоялся пуск радиохимического предприятия в Калпаккаме (KARP – *Kalpakkam Reprocessing Plant*), в Центре атомных исследований им. Индиры Ганди. Предприятие перерабатывает топливо с Мадрасской АЭС и имеет проектную мощность в 100 т топлива реакторов CANDU в год (350 кг плутония ежегодно).

AFFF (*Advanced Fuel Fabrication Facility*) – завод по производству МОКС-топлива, разработан и поддерживается с участием Центра ядерных исследований им. Хоми Бабы. На этом предприятии, в частности, были изготовлены кассеты с МОКС-топливом, загруженные в реакторы TAPS-1 и 2 (*Tarapur Atomic Power Station*). Плутоний, использованный в этих кассетах, был получен с завода.

Все перечисленные заводы, за исключением PREFRE-I, на сегодняшний день находятся в эксплуатации. Выделяемый плутоний предназначается, в частности, для изготовления МОХ-топлива для строящегося быстрого натриевого реактора PFBR.

В будущем атомный парк Индии должен возрасти в несколько раз, что ставит новые задачи по объемам переработки. Для этого на площадке Тарапур строится завод INRP (*Integrated Nuclear Recycle Plant*), с производительностью до 600 т в год.

CORAL (*Compact Reprocessing of Advanced Fuels in Lead Cell*) не является заводом. Однако на этой установке компактной переработки современных видов топлива в свинцовой камере отработывались технология и прототипы оборудования для переработки карбидного топлива для завода DFRP.

Завод DFRP (*Demonstration Fast Reactor Fuel Reprocessing Plant*) сооружен в Центре атомных исследований имени Индиры Ганди (IGCAR) в Калпаккаме. Пущен 2 января 2024 г. и является первым в мире заводом промышленного масштаба, способным перерабатывать как карбидное, так и оксидное отработанное топливо реакторов на быстрых нейтронах.

Индия планирует значительно расширить свои мощности по производству плутония за счет строительства как минимум еще одного реактора. Более того прототип реактора-размножителя на быстрых нейтронах PFBR (*Prototype Fast Breeder Reactor*) мощностью 500 МВт, строящийся в Центре атомных исследований Индиры Ганди, потенциально может еще больше нарастить мощности по производству плутония в Индии.

Перерабатывающие заводы Индии находятся на тех же площадках, где расположены ядерные реактора. Это позволяет исключить перевозку ОЯТ по территории густонаселенной страны, используя структуру, известную как реакторный комплекс с пристанционной переработкой. По-видимому, аббревиатуры PREFRE-I, PREFRE-II или KARP-I, KARP-II обозначают один и тот же завод, подвергшийся модернизации его аппаратурно-технологической схемы.

Важный элемент любой технологии переработки ОЯТ – обращение с высокоактивными отходами. Первый завод по остекловыванию ВАО был построен в начале 90-х гг. Тарапуре (*Waste Immobilisation Plant, WIP*), за ним последовали и другие заводы.

В Центре атомных исследований (BARC) имени Хоми Бабы была продемонстрирована технология переработки облученного ториевого топлива. Топливные элементы, содержащие металлический торий, облучались как в исследовательском реакторе CIRUS, так и в энергетических PHWR. Переработка с выделением тория и наработанного урана-233 выполнялась на объектах UTSF (*Uranium-Thorium Separation Facility*) и PRTRF (*Power Reactor Thorium Reprocessing Facility*) в Тромбее. После успешного опыта в UTSF в 2013 г. был создан завод по переработке тория в энергетических реакторах (PRTRF), использующий передовые лазерные технологии для демонтажа топливной сборки и механический измельчитель с одним ножом для обрезки топливных стержней. Топливные пучки, облученные в PHWR, были переработаны с использованием TBP в качестве экстрагента для извлечения  $^{233}\text{U}$ . В 1996 г. был сдан в эксплуатацию небольшой (30 кВт) реактор, названный KAMINI (*Kalpakkam Mini*), который работает на топливе из  $^{233}\text{U}-\text{Al}$ .

### **7.6.1. Заводы PREFRE, KARP и INRP**

Аппаратурно-технологические схемы заводов однотипны и включают (рис. 7.23):

- головные операции химического или механического снятия оболочек с последующим растворением в азотной кислоте, осветлением раствора и его корректировкой перед операцией жидкостной экстракции;

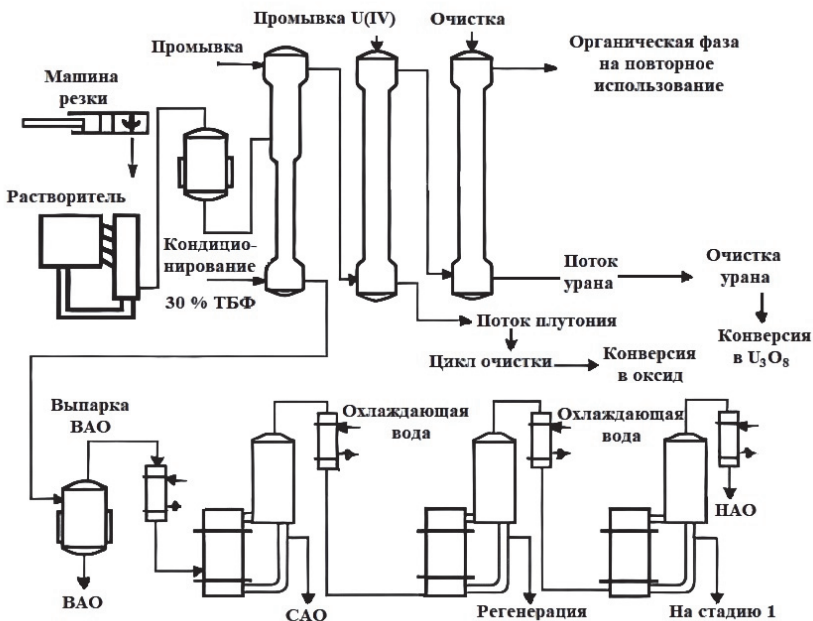


Рис. 7.23. Аппаратурно-технологическая схема заводов PREFRE и KARP

- совместную очистку, включающую экстракцию урана (как U(VI)) и плутония (как Pu(IV)) с оставлением основной массы продуктов деления в водной фазе в виде высокоактивного отхода;
- промывку органического потока азотной кислотой, используя две промывки с различной концентрацией  $\text{HNO}_3$  для удаления продуктов деления, соэкстрагированных с ураном и плутонием;
- разделение урана и плутония селективным восстановлением Pu(IV) до Pu(III), происходящим в водной фазе, и рекстракцию урана разбавленной азотной кислотой;
- последующую очистку уранового и плутониевого потоков для получения продуктов желаемой чистоты;
- обработку экстрагента для его рециклирования;
- обращение с отходами.

Технология используется для переработки отработавшего топлива РНWR со средним выгоранием 6000–8000 МВт·сут/т и охлаждением 3–5 лет.

Этот завод использует технологию измельчения-выщелачивания на головных операциях и нитрат урана, стабилизированный гидразином для восстановительного разделения урана и плутония. Ионообменная очистка плутония была заменена на цикл экстракции-промывки 20 % ТБФ для повышения производительности. Были проведены такие некоторые усовершенствования, как замена механической пульсации на пневматическую, использование эрлифта для автоматического пробоотора растворов, применение термосифонных испарителей, системы очистки экстрагента и др.

Начиная с 1975 г. производилась транспортировка ОЯТ на несколько километров без каких-либо инцидентов. Существующая производительность заводов повышалась со 150 т ОЯТ до 550 т к 2010 г. и до 850 т – к 2014 г. с учетом дополнительно переработки ОЯТ реакторов FBR и ANWR.

40-летний опыт переработки ОЯТ, основанного на PUREX-процессе, показал, что эта технология может быть успешно применена для регенерации как урана, так и плутония с извлечением не ниже 99,5 %. Показано, что этот параметр может быть увеличен до 99,8–99,9 %. Так как содержание Np в ОЯТ реакторов PHWR –небольшое, его извлечение может проводиться вместе с минорными актинидами. Существенное снижение объемов отходов достигается при использовании бессолевых реагентов. Замена сульфамата железа, стабилизированного гидразином, в цикле разделения U и Pu нитратом урана (IV) снижает коррозию и сокращает отходы, генерируемые в этом цикле. Получение нитрата урана электролизом было стандартизировано оптимальной эффективностью по току и использованием таких новых электродных материалов, как соединения титана для нерастворимого анода и титана для катода. Было разработано каталитическое восстановление урана (VI) до урана (IV) на платиновой черни. Для восстановления U(VI) до U(IV) непосредственно в цикле разделения были специально разработаны и продемонстрированы в пилотном масштабе смесители-отстойники и пульсационные колонны, использующие титановый катод и нерастворимый анод из соединений титана.

Важная роль при решении задачи переработки ОЯТ отводится интегрированному комплексу INRP (*Integrated Nuclear Recycle Plant*), строящемуся на площадке Тарапур.

Комплекс будет принимать облученное топливо с блоков с реакторами PHWR-220 и PHWR-540. Новый тарапурский комплекс будет использовать индийские технологии переработки и обращения с отходами, созданные в BARC. В его проект заложена концепция «solid-in & solid-out» т.е. на вход подается ОЯТ, а на выходе получаются уран, плутоний и твердые отходы. Оборудование и системы комплекса сгруппированы по их назначению, например все испарители устанавливаются в блоке испарителей.

Принципы, заложенные в проект интегрированного комплекса:

- блочный подход, подразумевающий разделение по процессам для упрощения строительства и эксплуатации;
- вынос общих служб отдельно от основных зданий, как из соображений экономики, так и для возможности привлекать для них аутсорсинговый персонал;
- концепция «solid-in & solid-out»;
- учет в компоновке комплекса как ожидаемых материальных потоков, так и будущего зонирования по уровню мощностей доз;
- стандартизация оборудования для сокращения запасов;
- модульный принцип проектирования для обеспечения возможности быстрой и дистанционной замены компонентов при эксплуатации;
- учет в проекте обратной связи от персонала работающих комплексов по переработке;
- единый пульт управления комплексом.

Такой подход позволил сократить общую площадь комплекса и численность его персонала, снизить капитальные затраты. Впоследствии он должен обеспечить высокую эффективность эксплуатации.

Важная составная часть интегрированного комплекса – промежуточное хранилище ОЯТ мокрого типа. Облученные топливные элементы PHWR с выгоранием до 8000 МВт·сут/т будут доставляться в него в специализированных контейнерах со свинцовой защитой.

В хранилище предусмотрены инфильтрационная система для удержания грунтовых вод ниже фундаментов зданий комплекса, система обнаружения течей из бассейна, автоматизированная система позиционирования для кранового оборудования и сейсмодатчики. Кроме того, в хранилище имеется кран, сертифицированный для ра-

боты в условиях после сейсмического события. Стенки бассейна облицованы трехмиллиметровыми плитами из нержавеющей стали. Пол облицован такими же плитами, но толщиной уже 6 мм.

С обратной стороны облицовки монтируются каналы сбора протечек. Они также играют роль поддержки облицовочных плит. Собранная вода поступает в шахту сбора и обнаружения протечек. Вокруг здания хранилища предусмотрены галереи, с помощью которых уровень грунтовых вод удерживается ниже фундамента здания.

Все манипуляции с ОЯТ производятся под водой. Сейсмостойкость хранилища для условий максимального проектного землетрясения была показана как расчетным путем, так и экспериментально на стендах с имитацией соответствующих спектров отклика.

На интегрированном комплексе реализована инновационная система прямой подачи топливных элементов из бассейна в горячие камеры, не требующая промежуточных операций с загрузкой и выгрузкой из контейнеров. Для этой цели предусмотрен подземный тоннель, соединяющий бассейн со зданием горячих камер. Естественно, перемещение вагонеток с ОЯТ по тоннелю производится в режиме дистанционного управления.

По сравнению с действующими в Индии комплексами по переработке ОЯТ модифицирована система разделки топливных элементов. Если ранее разделка производилась последовательно, часть за частью, что требовало значительных временных затрат, то на новом комплексе топливный элемент будет измельчаться за один проход. Разделочное оборудование модульного типа, его извлечение для обслуживания, ремонта или замены не требует ручных операций.

### **7.6.2. CORAL и DFRP**

Установка CORAL, по своей сути, является опытно-демонстрационным стендом, на котором отработывались технология и оборудование переработки карбидного топлива индийских быстрых реакторов. Принципиальная схема установки переработки топлива с выгоранием 25, 50 и 100 ГВт·сут/т показана на рис. 7.24.

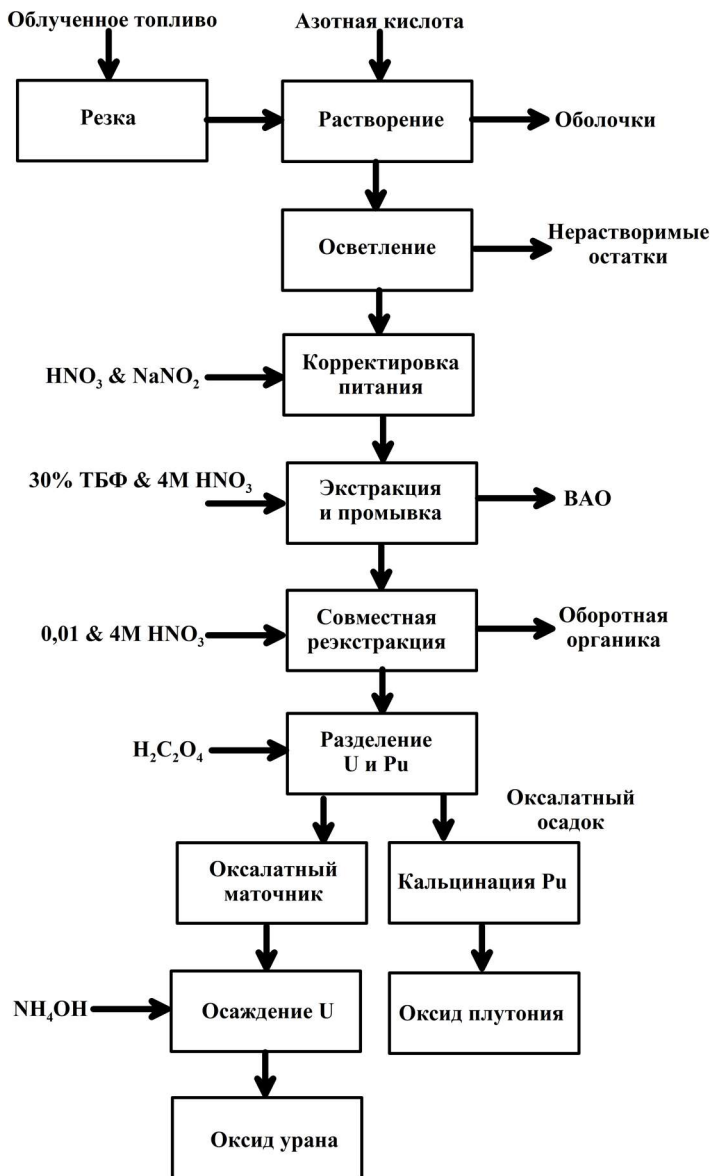


Рис. 7.24. Принципиальная схема установки CORAL

Технология включает:

- механическую разделку топлива и его растворение в азотной кислоте;
- осветление раствора и корректировку валентного состояния плутония;
- совместную экстракцию и промывку U и Pu;
- разделение урана и плутония оксалатным осаждением плутония;
- прокаливание оксалатного осадка с получением диоксида плутония;
- аммиачное осаждение урана с последующим прокаливанием до оксида урана.

Для головных операций был разработан одноконтактный модульный измельчитель, дистанционно обслуживаемый с помощью манипуляторов. Для растворения топлива был разработан и испытан наклонный вращающийся растворитель с внутренней спиральной насадкой, изготовленный из сплава Ti–5 % Ta–1,8 % Nb. В качестве основного оборудования экстракционного цикла использовались центробежные экстракторы собственной конструкции с ориентировочной производительностью 20 л/ч по сумме фаз.

Все эти технические решения, а также опыт эксплуатации заводов PREFRE и KARP были заложены в технологию завода DFRP, торжественно запущенного в начале 2024 г. премьер-министром Индии Н. Мори. Предположительно технология завода DFRP включает технические решения CORAL с расширенным циклом экстракционной переработки по аналогии с заводами PREFRE и KARP, что позволяет одновременно перерабатывать оксидное и карбидное топливо.

### 7.6.3. UTSF и PRTRF

Ядерно-энергетическая программа Индии предполагает переход от уранового топливного цикла к ториевому через генерируемый в урановом цикле плутоний. Плутоний, выделяемый на заводах PREFRE и KARP, будет использован для изготовления торий-плутониевого топлива, которое после облучения в реакторе, будет переработано для извлечения  $^{233}\text{U}$ . Выделенный уран будет использован в топливном цикле Th– $^{233}\text{U}$ .

Для отработки этих решений был создан стенд UTSF, аппаратно-технологическая схема которого показана на рис. 7.25. В основе технологии заложен процесс экстракционного выделения

урана и плутония из основной массы тория и продуктов деления с их последующим разделением, восстановлением плутония (рис. 7.26), известный как «Интерим-33».

На заводе PRTRF реализована одна из разновидностей TOREX-процесса (*Thorium Extraction*), показанная на рис. 7.27. Процесс предусматривает очистку всех трех компонентов переходного этапа от уран-плутониевого к торий-урановому циклу (U, Pu, Th).

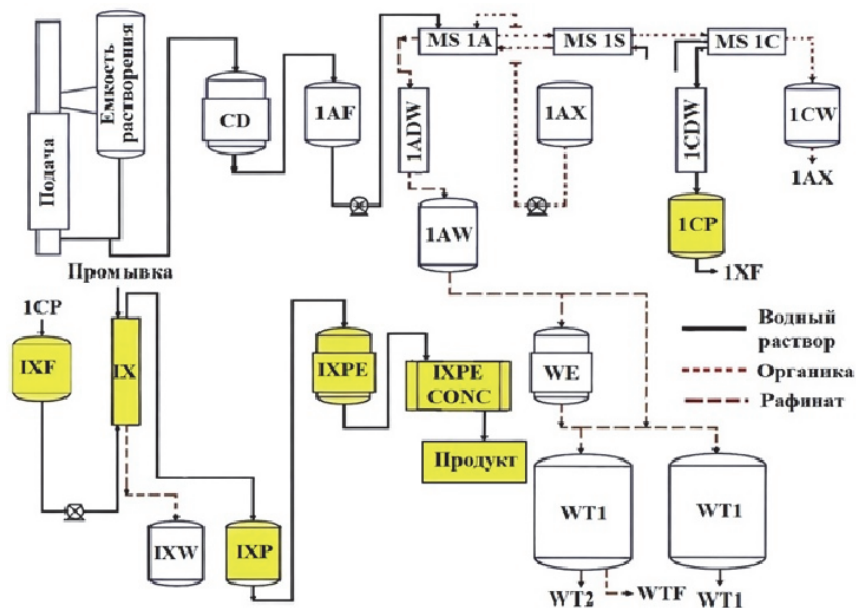


Рис. 7.25. Аппаратурно-технологическая схема установки UTSF:  
 CD – кондиционирование; 1AF – емкость питания; 1AW – емкость рафината; 1AX – емкость экстрагента; 1CW – емкость оборотной органики; WE – упаривание отходов; WT1&2 – емкости хранения отходов; WTF – емкости отходов; MS – смеситель-отстойник; 1A – экстракция; 1S – промывка; 1C – реэкстракция; 1ADW – колонна промывки рафината разбавителем; 1CDW – колонна промывки продукта разбавителем; IXF – емкость питания ионного обмена; IX – ионообменная колонна; IXW – емкость отходов ионного обмена; IXP – емкость продукта ионного обмена; IXPE CONC – емкость концентрированного продукта ионного обмена

На переработку поступает оксидное ториевое топливо, что вносит некоторые особенности в технологию. Оксид тория, как и оксид плутония труднорастворим в азотной кислоте, поэтому на этой операции в раствор азотной кислоты добавляют фторид-ион. Торий, как и плутоний, склонен к образованию второй органической фазы при экстракции, поэтому разбавитель на основе нормальных парафинов с длиной углеводородной цепочки C7–C12, который используется на всех индийских заводах, заменен на более устойчивый к этому явлению, изомеризованный разбавитель Shel Sol–T.

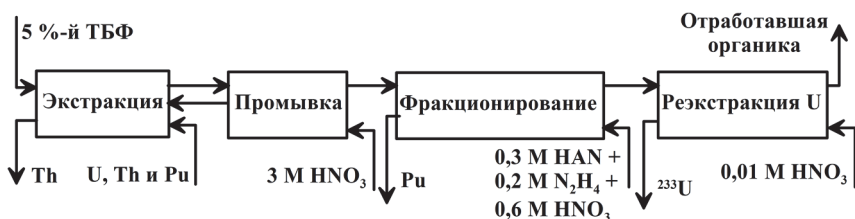


Рис. 7.26. Принципиальная схема процесса «Интерим-33»

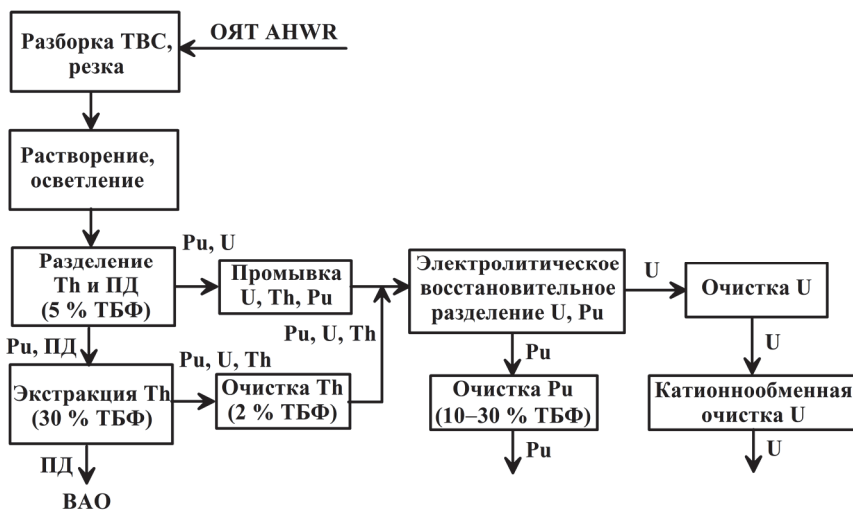


Рис. 7.27. Принципиальная схема завода PRTRF

Принципиальная схема завода PRTRF (рис. 7.27) включает:

- механическую разборку ТВС и резку твэлов;
- растворение топлива и осветление раствора;
- экстракционное выделение урана и плутония 5 %-м раствором ТБФ с последующим восстановительным разделением с помощью U (IV), стабилизированным гидразином;
- экстракционное выделение тория 30 %-м раствором ТБФ;
- контрольную экстракционную очистку ториевого продукта 2 %-м раствором ТБФ;
- цикл аффинажа плутония 10–30 %-м раствором ТБФ;
- сорбционную очистку и концентрирование уранового продукта.

Индия, не имеющая собственных разделительных мощностей, ориентируется на использование природного урана и парка тяжело-водных реакторов. Для утилизации плутония, образующегося в урановом цикле, концепция Индии предполагает использование реакторов на быстрых нейтронах.

## 7.7. Завод Rocky Flats (США)

С 1940-х гг. до середины или конца 1950-х гг.  $^{233}\text{U}$  производился в Соединенных Штатах в малых количествах для исследований и разработок ядерного оружия. В 1965–1970 гг.  $^{233}\text{U}$  производился в более заметных количествах из-за ожиданий возможного его использования в топливе реакторов атомных электростанций. Разработка  $^{233}\text{U}$  как потенциального топлива требовала строительства и эксплуатации исследовательских установок ториевого топливного цикла, исследовательских реакторов, установок для радиохимического разделения, «горячих» камер, предприятий по изготовлению топлива и хранилищ отработавшего ториевого топлива коммерческих реакторов в министерстве энергетики и предшествующих ему агентствах. В период от 1954 до 1970 г.  $^{233}\text{U}$  производился на промышленных реакторах для производства оружейного материала в Саванна-Ривер (*Savannah River*) в штате Южная Каролина, на площадке в Хэнфорде (*Hanford*), штат Вашингтон, и на нескольких коммерческих атомных электростанциях (*Indian Point I, Dresden I, Peach Bottom I, и Fort St. Vrain*). Было произведено приблизительно две

тонны  $^{233}\text{U}$ , из которых 1556 кг было отделено от 857 т тория на перерабатывающих предприятиях. Около 665 кг выделенного  $^{233}\text{U}$  впоследствии было использовано в топливе исследовательских реакторов министерства энергетики и (или) было потеряно в отходах. Около 403 кг  $^{233}\text{U}$  было произведено в коммерческих реакторах атомных электростанциях и правительственных реакторах, но не было переработано.

Завод в Роки-Флэтс (*Rocky Flats*) находился к югу от Боулдера (*Boulder*), штат Колорадо, и к северо-западу от Деневера (*Denver*). Первоначально под управлением химической компании Dow он был передан Роквеллу в 1975 г. Первоначально его площадь составляла четыре квадратных мили (10 км<sup>2</sup>); в 1972 г. была добавлена буферная зона площадью 4600 акров (19 км<sup>2</sup>). Строительство первых зданий началось 10 июля 1951 г. Производство деталей для ядерного оружия началось в 1953 г. В то время точный характер работ на заводе в Роки-Флэтс был строго охраняемым.

Для переработки облученного ториевого топлива использовался TOREX-процесс (см. рис. 7.27). В качестве технологического оборудования применяли экстракционные пульсационные колонны.

В 1993 г. завод прекратил свою деятельность. Имевшиеся на объекте трансурановые отходы (преимущественно плутониевые) были вывезены на постоянное хранение в принадлежащее министерству обороны хранилище WIPP (*Waste Isolation Pilot Plant*) в штате Нью-Мексико. [67]. В июле 2012 г. было объявлено об окончательном завершении вывоза высокоактивных отходов из завода.

В рамках программы кредитования плутония Комиссия по атомной энергии (АЕС – *Atomic Energy Commission*) разрешила передачу функций по переработке ядерного топлива от федерального правительства частной промышленности. В результате этой политики в США были построены три коммерческих предприятия [68]:

- завод по переработке топлива General Electric на Среднем Западе в Моррисе, штат Иллинойс;
- завод объединенного ядерного сервиса (AGNS – *Allied General Nuclear Services*) в Барнуэлле (*Barnwell*), Южная Каролина;
- предприятие сервиса ядерного топлива (NFS – *Nuclear Fuel Services*), в Уэст-Вэлли (*West Valley*), штат Нью-Йорк.

Завод NFS в Уэст-Вэлли был первым и единственным частным предприятием в США (и в мире) по переработке отработавшего ядерного топлива, построенным и принадлежащим компании NFS. Завод NFS представлял собой технологическую установку PUREX проектной мощностью 300 т топлива в год. Процесс PUREX включал хранение отработавших тепловыделяющих сборок; измельчение стержней сборки; растворение урана, плутония и радиоактивных продуктов в кислоте; разделение и хранение радиоактивных отходов, а также отделение нитрата урана от нитрата плутония. Два других промышленных предприятия по переработке ОЯТ были построены в Соединенных Штатах, но никогда не эксплуатировались.

В Уэст-Вэлли было проведено 27 технологических операций, но только в первых 26 было переработано неповрежденное реакторное топливо. Последняя кампания включала переработку жидких остатков, поступивших с предприятия Nuclear Fuels Services в Эрвине, штат Теннесси, и образовавшихся при изготовлении топлива для реактора SEFOR.

Завод регенерировал 1926 кг плутония и отгрузил 80 % (1530 кг) материала для АЕС. Оставшийся плутоний (396 кг) из 1530 кг плутония, полученных АЕС с завода NFS в Уэст-Вэлли, был либо сохранен коммунальными компаниями, либо продан промышленным предприятиям, либо приобретен NFS и перепродан промышленности для использования в операциях по утилизации плутония.

В общей сложности было переработано 640 т ОЯТ, в результате чего образовалось 600000 галлонов (2,7 м<sup>3</sup>) жидких радиоактивных отходов. Упаренные и нейтрализованные отходы хранились в подземной 750000 (3,4 м<sup>2</sup>) галлонной емкости. Несмотря на все попытки DoE (*US Department of Energy*) ликвидировать это ядерное наследие, работы по переработке и консервации емкости не завершены и по настоящий день.

В конце 60-х гг. ANC приняло решение о строительстве крупного завода по переработке ОЯТ в Барнуэлле, штат Южная Каролина, мощностью 1500 т/г., который производил бы MOX-топливо для американских легководных реакторов [69]. Спроектированный завод BNFP (*Barnwell Nuclear Fuel Plant*) состоял из: хранилища ОЯТ, емкостью 400 т; установки отделения плутония и урана от обрабо-

тавшего топлива и их взаимного разделения, основанной на технологии PUREX-процесса; узла конвертирования уранилнитрата в гексафторид урана, для последующего дообогащения; узла конвертирования нитрата плутония в диоксид плутония, для изготовления МОХ-топлива; установки отверждения и упаковки высокоактивных отходов, подходящих для захоронения. Завод BNFP должен был располагаться на площадке Саванна-Ривер (*Savannah River*).

К 1975 г. первые три установки были сконструированы, но в апреле 1977 г. президент США принял решение о прекращении коммерческой переработки ОЯТ, была приостановлена программа создания реакторов на быстрых нейтронах. С 80-х гг. велись дискуссии о экономической целесообразности переработки, безопасности технологических процессов, проблем, связанных с нераспространением ядерного оружия, включая создание международных центров по переработке ОЯТ в рамках инициативы GNEP (*Global Nuclear Energy Partnership*) и даже начато строительство заводского комплекса в 2007 г., однако к 2018 г. строительство было прекращено.

США, имея самый большой в мире парк атомных электростанций, так и не создали промышленных мощностей по переработке ОЯТ, избрав путь открытого ядерного топливного цикла. Исключение составляет установка FCF (*Fuel Conditioning Facility*), созданная для переработки топлива EBR (*Experimental Breeder Reactor*) [70].

Экспериментальный бридерный реактор (EBR-II) работал с 1964 по 1994 г., как один из первых охлаждаемых натрием быстрых реакторов с металлическим топливом и экранами. EBR-II использовался для разработки топлива и принципов реакторной конструкции. После его остановки было решено применять электрометаллургические методы для переработки топлива и экранных материалов для окончательного захоронения. На момент остановки реактора было накоплено примерно 3 т высокообогащенного и 22,2 т обедненного урана. Начиная с 1996 г. эти материалы перерабатывались на установке кондиционирования топлива.

EBR-II был построен на площадке Аргоннской национальной лаборатории, совместно с установками в горячих камерах, которые обслуживались дистанционно. С 1963 по 1968 г. установки назывались Fuel Cycle Facility и перерабатывали топливо активной зоны реактора EBR-II с использованием расплавносолевого процесса.

## 7.8. Завод WAK (Германия)

Примерно до конца восьмидесятых годов заявленной политической целью Германии (ФРГ) было построить собственный завод по переработке ядерного топлива, чтобы замкнуть ядерный топливный цикл. В качестве предварительного этапа строительства промышленного объекта в Карлсруэ была построена экспериментальная установка, на которой должны быть опробованы и оптимизированы основные технологические этапы. Для этого несколько предприятий химической и ядерной промышленности основали в 1964 г. Общество по переработке ядерного топлива DWK (нем. *Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen*). От имени Центра ядерных исследований Карлсруэ это общество взяло на себя проектирование, строительство и эксплуатацию перерабатывающего завода в Карлсруэ WAK (нем. *Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe*), который был введен в эксплуатацию в 1971 г.

Мощность установки составляла 35 т ОЯТ в год. Растворение топливных элементов осуществлялось методом измельчения-выщелачивания, разделение урана и плутония – двухциклическим процессом PUREX с 30 %-м три-*n*-бутилфосфатом в *n*-додекане. С момента ввода в эксплуатацию и до окончания работы завода в 1990 г. было переработано 208 т облученного ядерного топлива и выделено более 1 т плутония. В 1990 г., практически одновременно с отказом от проекта перерабатывающего завода в Вакерсдорфе (нем. *Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf*), деятельность WAK была окончательно прекращена [71].

За 19 лет эксплуатации было произведено около 60 м<sup>3</sup> высокоактивных жидких отходов, которые постепенно охлаждались до 25 °С в резервуарах из нержавеющей стали. Для временного хранения на месте их нужно было изолировать в стекломатрицу. Для этого на территории Карлсруэ с 1999 по 2005 г. был построен завод по остекловыванию в Карлсруэ VEK (нем. *Verglasungseinrichtung Karlsruhe*). Ввод в эксплуатацию был начат в 2005 г., с апреля 2007 г. установка работала в режиме холодных испытаний. Остекловывание отходов, начатое 16 сентября 2009 г., было завершено к концу 2010 г. [72].

## 7.9. Завод Eurhex (Италия)

Завод Eurhex был пущен в эксплуатацию в октябре 1970 г. в г. Салуджи (Италия) фирмой «Бомбрини Пароди Дельфино» (итал. *Bombrini-Parodi-Delfino*). На заводе перерабатывалось топливо двух типов: 6 т/г. высокообогащенного (95 % по  $^{235}\text{U}$ ) уран-алюминиевого топлива исследовательского реактора ISPRA-1 и 20 т/г. низкообогащенного (5 % по  $^{235}\text{U}$ ) топлива металлического урана в оболочке из сплава магнокс с АЭС «Латина» (итал. *Latina*).

Завод состоял из двенадцати камер, в которых осуществлялись: растворение; корректировка и осветление раствора центрифугированием; первый и второй циклы экстракции; концентрирование и очистка урана; очистка газообразных отходов; регенерация растворителя; концентрирование отработанных водных растворов; очистка плутония; дезактивация крупногабаритного оборудования.

Технологическая схема включала два цикла экстракции – промывки экстракта и реэкстракции урана. Основным технологическим оборудованием являлись смесители-отстойники. В исходный раствор вводили нитрит натрия для перевода плутония в экстрагируемое четырехвалентное состояние. Содержание нитрата алюминия в исходном и промывном растворах составляло 1,7 моль/л. Экстракцию проводили 4 % об. раствора аламина-336 в сольвессо-100. В первом экстракционном цикле плутоний следовал за ураном и реэкстрагировался вместе с ним раствором сульфата железа (II) в трехвалентном состоянии. Во втором экстракционном цикле он выводился с рафинатом. Урановый продукт второго цикла подвергался конечной очистке в сорбционной колонне с силикагелем.

Радиоактивные отходы перекачивались на станцию хранения отходов, которая состояла из секций хранения: высокоактивных отходов; растворов газоочистки; отработанного растворителя; растворов среднего уровня активности и твердых отходов [73].

Завод был закрыт в 1984 г. В 2003 г. контроль над этим предприятием взяла государственная компания Sogin (итал. *Societa Gestione Impianti Nucleari*). Эта компания была создана в 1999 г. специально для решения вопросов по выводу из эксплуатации действовавших в стране АЭС и для обращения с радиоактивными отходами.

Строительство объекта Семех началось в июле 2015 г. Всего на нем будет переработано 260 м<sup>3</sup> ЖРО, которые после их цементирования будут перемещены во временное хранилище, а впоследствии – в национальный пункт захоронения РАО, после того как тот будет построен. Кроме того, в результате деятельности завода Eurex образовались 1400 м<sup>3</sup> твердых РАО, которые находятся во временном хранилище, построенном еще в 1970-е гг., и еще 1200 м<sup>3</sup> – на других площадках завода. Также в Eurex ранее имелся бассейн выдержки для ОЯТ остановленных АЭС, все топливо из которого в 2007 г. было перемещено на временное хранение с возможной переработкой во Францию. Окончательно работы по выводу из эксплуатации завода Eurex планируется завершить в период между 2028 и 2032 гг.

## 7.10. Устанoвка PRIDE (Республика Корея)

Южная Корея остановилась на варианте ЗЯТЦ с натриевым быстрым реактором и циклом переработки ОЯТ «сухими», неводными методами. Концепция основывается на процессе пирохимической переработки и включает (рис. 7.28): предварительную обработку (снятие оболочки, волоксидацию и обжиг), электровосстановление, электрорафинирование (включая регенерацию урана), электроосаждение и обращение с солевыми отходами.

Для реализации этой концепции, начиная с 2007 г., KAERI (*Korea Atomic Energy Research Institute*) поэтапно создает и эксплуатирует установку PRIDE (*Pyroprocess Integrated Inactive Demonstration Facility*) [74].

PRIDE – трехэтажное здание, состоящее из воздушной камеры, расположенной на первом этаже, и аргоновой камеры, построенной на втором и третьем этажах. Размеры аргоновой камеры составляют 40,3 м в длину, 4,8 м в ширину и 6,4 м в высоту, стены из нержавеющей стали толщиной 6 мм, пол из нержавеющей стали толщиной 10 мм. Общий объем камеры составляет около 1240 м<sup>3</sup>. Исследования, проводимые в PRIDE, включают в себя эксперименты в инженерном масштабе как над единичным процессом, так и над интегрированными процессами пирообработки с использованием обедненного урана.

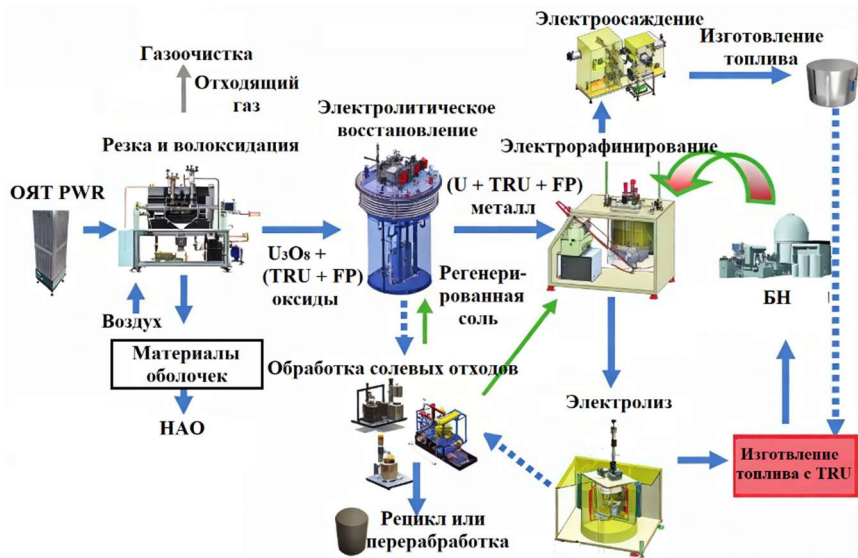


Рис. 7.28. Принципиальная схема пирохимической переработки ОЯТ:  
 TRU – трансурановые элементы; FP – продукты деления

Процесс электрообработки, который является ключевым в пиропереработке, состоит из двух частей: электроосаждения урана на твердом катоде и электрорафинирования для совместного осаждения TRU (трансурановые элементы) и RE (редкоземельные элементы) с жидким кадмиевым катодом (LCC). При операции электроочистки TRU и RE накапливаются в электролите LiCl-KCl, и после электроочистки расплавленную соль, используемую в реакторе, следует транспортировать в следующий процесс – электроосаждения для извлечения U/TRU/RE. Цель PRIDE – проверка процессов на предмет производительности оборудования, работоспособности в удаленном доступе, целостности и контроля процессов, функционирования системы поддержания аргона, гарантий нераспространения.

Результатом эксплуатации PRIDE должен быть коммерческий проект установки KAPF (*Korea Advanced Pyroprocess Facility*) по пирохимической переработке ОЯТ мощностью 100 т/г. ТМ (ТМ – тяжелые металлы, мера измерения отработавшего топлива на основе оксида урана). Южная Корея – единственная страна, которая близка к пирохимической переработке ОЯТ в промышленном масштабе.

## 8. ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Радиоактивные отходы (РАО) образуются на всех стадиях ядерного топливного цикла. На всех стадиях обращения с РАО осуществляется их классификация: в момент образования, в процессе обработки, при хранении, транспортировке, определении способа окончательного удаления. В настоящее время нет универсальной системы классификации радиоактивных отходов, хотя попытки создания такой системы предпринимаются [75].

Существуют разные качественные и количественные системы классификации РАО, разработанные с учетом требований радиационной и экологической безопасности, технологических особенностей обработки, транспортирования, хранения, захоронения. Так, классификация на уровне государственного регулирования с целью регламентации требований обеспечения безопасности предполагает наличие информации о потенциальной опасности образующихся отходов. Радиоактивные отходы с точки зрения их потенциальной опасности классифицируются по нескольким параметрам:

- по уровням активности и тепловыделения, с определением количественных характеристик (отходы высокого уровня активности, отходы среднего уровня активности, отходы низкого уровня активности, отходы очень низкого уровня активности);
- по периоду полураспада радионуклидов, который определяет время их потенциальной опасности (очень короткоживущие, короткоживущие, среднеживущие, долгоживущие);
- по характеру преобладающего излучения ( $\alpha$ -излучатели,  $\beta$ -излучатели,  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучатели).

На начальных этапах развития атомной энергетики на газообразные отходы никто не обращал внимания, твердые отходы складировались, жидкие высоко- и среднеактивные отходы (в то время между ними не было различий) хранились в емкостях в виде растворов и пульп после проведения химических операций по выделению плутония, а низкоактивные сбрасывались в открытую гидрологическую сеть.

## 8.1. Переработка радиоактивных отходов в России

Классификация радиоактивных отходов, принятая в Российской Федерации, выглядит следующим образом:

- высокоактивные долгоживущие отходы, характеризующиеся значительным  $\alpha$ -,  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучением, высокой радиотоксичностью, сохраняющейся в течение сотни тысяч лет, большим тепловыделением (к этой категории относят отработавшее топливо и высокоактивные отходы, образующиеся при его переработке, а также небольшое количество высокоактивных эксплуатационных отходов);

- среднеактивные долгоживущие РАО (для них характерны средние уровни  $\beta$ -,  $\gamma$ -излучения, средние радиотоксичность и тепловыделение, значительное  $\alpha$ -излучение; сюда относятся фильтры, смолы, осадки, части оборудования);

- низкоактивные долгоживущие РАО (характеризуются низкой  $\beta$ -,  $\gamma$ -активностью, незначительным тепловыделением и радиотоксичностью, значительным  $\alpha$ -излучением; это твердые отходы – сжигаемый мусор, металл, стекло, а также жидкие отходы от дезактивации оборудования);

- среднеактивные короткоживущие РАО (средний уровень  $\beta$ -,  $\gamma$ -излучения, незначительная  $\alpha$ -активность; это концентраты, осадки, реактивы, отказавшее оборудование);

- низкоактивные короткоживущие РАО (низкие активность, радиотоксичность и тепловыделение; к ним относятся общий мусор, отходы от дезактивации оборудования, отслуживший инструмент и т.д.);

- очень низкие радиоактивные отходы – ОНАО (отходы, которые не требуют высокого уровня локализации и изоляции и, следовательно, подходят для захоронения на установках приповерхностного захоронения (земляные траншеи); эти отходы включают почву, щебень с низким уровнем активности);

- очень короткоживущие отходы – ОКЖО (отходы, которые могут находиться на хранении в течение ограниченного промежутка времени – до нескольких лет, а затем выводиться из-под действия регулирующего органа; к такому классу отходов относятся, в основном, радионуклиды с очень коротким временем полураспада, используемые в исследовательских и медицинских целях);

- освобожденные от контроля отходы – ОО (отходы, которые соответствуют критериям вывода из-под контроля регулирующего органа).

В СССР с 1949 г. в открытые водоемы производились плановые и аварийные сбросы средне- и низкоактивных технологических жидких радиоактивных отходов производства. Так, в 1949–1951 гг. сбросы производились в реку Теча, точнее в Теченский каскад водохранилищ (ТКВ). Со временем часть жидких отходов начали сливать не в реку, а в бессточное озеро Карачай, впоследствии консервированное ввиду угрозы широкомасштабного радиационного загрязнения (консервация производилась с 1973 по 2015 г.).

Высокоактивные радиоактивные отходы хранились на площадках предприятия в закрытых специально оборудованных емкостях. В котловане диаметром около 18–20 м и глубиной 10–12 м на дне и стенах с частым шагом закреплялась арматура, заливалась бетоном; в результате толщина бетонных стенок получается примерно один метр. После этого внутри сваркой отдельными царгами из нержавеющей стали собиралась сама емкость для отходов. Поверх строился купол на радиальных металлических фермах, которые в центре крепились к металлическому цилиндру диаметром до 1,5 м. Над этими фермами бетоном высших марок заливалась крышка толщиной около метра.

29 сентября 1957 г. из-за выхода из строя системы охлаждения произошел взрыв емкости объемом 300 м<sup>3</sup>, где содержалось около 70–80 т к тому времени высохших высокорadioактивных отходов (первоначально было около 256 м<sup>3</sup> жидких отходов). Около 10 % радиоактивных веществ было поднято взрывом на высоту 1–2 км, образовалось облако, состоящее из жидких и твердых аэрозолей. В течение 10–12 ч радиоактивные вещества выпали на протяжении 300–350 км в северо-восточном направлении от места взрыва (по направлению ветра). Территория, которая подверглась радиоактивному загрязнению в результате взрыва на химкомбинате, получила впоследствии название Восточно-Уральский радиоактивный след (ВУРС). Общая протяженность ВУРС составляла примерно 300 км в длину при ширине 5–10 км, где проживало на территории с плотностью радиоактивного загрязнения свыше 2 Ки/км<sup>2</sup> более

10000 чел., с плотностью свыше  $100 \text{ Ки/км}^2$  – около 2100 чел., всего в зоне ВУРС проживало около 270 000 чел.

Результаты многолетних наблюдений и исследований в зоне ВУРС и Обь-Иртышском бассейне рек в последующем имели немалое значение в разработке нормативов безопасных уровней радиоактивного излучения, мероприятий по ликвидации последствий радиоактивного заражения, в развитии радиобиологии, радиационной медицины и гигиены, которые также были применены при ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС.

В начале 1960-х гг. были разработаны технологии глубоинной закачки химических токсичных отходов. Закачка осуществляется в специальные подземные линзы, изолированные от скальных пород слоями песка и глины. Вода проходит через изолирующий слой, а вредные компоненты в нем сорбируются. Впервые эта технология была применена к РАО ПО «Маяк», а с 1963 г. ЖРО начали закачивать под землю на Сибирском химическом комбинате, когда хранить накопленные отходы во временных резервуарах стало слишком опасно. Полигон захоронения ЖРО площадью  $31,5 \text{ км}^2$  находится на промышленной площадке СХК и имеет санитарно-защитную зону размером  $112 \text{ км}^2$ . Через нагнетательные скважины под землю на глубину до 400 м закачиваются 300 тыс.  $\text{м}^3$  ЖРО в год. Всего нагнетательных скважин 43 (11 действующих, 16 резервных, 16 выведены из эксплуатации для продления ресурса). На них приходится 249 контрольных скважин, предназначенных для наблюдения за распространением компонентов отходов под землей. По данным наблюдений воды прошли через грунтовые породы на расстояние  $\sim 300 \text{ км}$ , а пятно активности распространилось на 70 м, при этом на комплексе глубоинного захоронения не было не одной аварии. Несмотря на доказанную безопасность технологии, Росатом принял решение о прекращении закачки и, начиная с 2025 г., намерен начать переход к отверждению всех видов РАО.

К настоящему времени сложился ряд основных, используемых на практике, технологических приемов, позволяющих проводить обработку радиоактивных отходов. Стандартные технологии, применяемые для обработки радиоактивных отходов, представлены в табл. 8.1 [76].

Таблица 8.1. Стандартные технологии, применяемые для обработки радиоактивных отходов

Виды отходов		Методы переработки
Твердые	Сжигаемые	Сжигание в печах. Плазменное сжигание. Термохимическая переработка. Сжигание при остекловывании. Кислотное разложение
	Прессуемые	Компактирование и суперкомпактирование
	Металлические	Компактирование. Плавление
	Несжигаемые, непрессуемые	Контейнеризация
Жидкие	Органические сжигаемые	Сжигание, совместное сжигание с твердыми отходами
	Органические несжигаемые	Сорбция на порошках и включение в цементоподобную матрицу, термохимическая переработка
	Водные малосолевые	Очистка (концентрирование) выпаркой, химическим осаждением, сорбцией, селективной сорбцией, мембранным разделением. Цементирование
	Водные высокосолевые	Очистка селективной сорбцией. Цементирование. Битумирование. Остекловывание
Газообразные	—	Улавливание сорбцией и химическими реагентами

В целях усовершенствования законодательства в области обращения с радиоактивными отходами Правительство Российской Федерации выпустило в 2012 г. Постановление «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов». В соответствии с этим Постановлением радиоактивные отходы были разбиты на шесть классов опасности, которые коррелируются с приведенной выше классификацией.

С 1987 г. на заводе РТ-1 ведется эксплуатация комплекса остекловывания для иммобилизации высокоактивных отходов (ВАО) и некоторой части среднеактивных отходов (САО) в натрийалюмо-

фосфатном стекле. В основу технологии заложен процесс электроварки алюмофосфатного стекла из растворов отходов с флюсующими добавками в керамической печи прямого электрического нагрева (плавителя) при температуре до 1150 °С и розлива образующегося стекловидного продукта в толстостенные металлические контейнеры для застывания и последующего контролируемого хранения и захоронения. Основным оборудованием являются печи типа ЭП-500 с номинальной производительностью по исходному раствору 500 л/ч.

К настоящему времени в ПО «Маяк» определены основные стратегические пути обращения с жидкими радиоактивными отходами, сформированы основные положения концепции вывода из эксплуатации объектов «ядерного наследия». Создание установок по переработке ЖРО позволило реализовать на предприятии концепцию безопасного обращения с радиоактивными отходами. Ввод в эксплуатацию установки химико-металлургического производства осуществлен в 2012 г., комплекса цементирования – в 2013 г., установки очистки НАО – в 2018 г.

В пятидесятых годах XX в. после серьезных геологических исследований было принято решение о строительстве в Загорском (теперь – Сергиево-Посадском) районе специализированного предприятия для локализации радиоактивных отходов. Необходимость создания предприятия заключалась в наличии организаций, имеющих дело с радиоактивными материалами, где уже скопилось некоторое количество РАО. Значительная часть этих предприятий располагалась в Москве и в наукоградах Подмосковья, что создавало определенную угрозу для гражданского населения.

Первый рейс спецавтомобилей за радиоактивными отходами состоялся 27 января 1961 г. В нем участвовало восемь машин, направленных на два объекта в Москве – Курчатовский институт и Щукинскую станцию водоочистки (ВНИИНМ). Именно этот день считается фактическим началом трудовой биографии предприятия.

В эти же годы предприятие начало прием новой категории РАО – источников ионизирующего излучения (ИИИ). За 1962 г. было вывезено 40 контейнеров с ИИИ. Для их безопасного хранения на территории предприятия были построены заглубленные хранилища, которые получили название «резервуары».

В 1968 г. был введен в эксплуатацию главный технологический корпус, представляющий собой гигантское, по сравнению с другими сооружениями площадки, здание. Целый ряд установок для переработки РАО, лабораторий, подсобных помещений и мастерских расположились в просторных помещениях. Введение в эксплуатацию этого корпуса позволило предприятию на долгие годы обеспечить возможность переработки РАО различными методами с целью их уменьшения в объеме и перевода в безопасное состояние (пресование, сжигание, битумирование, цементирование и остекловывание). В 1979 г. закончено строительство укрытия для размещения ВАО и ИИИ.

29 октября 1980 г. был подписан приказ о переименовании предприятия в «Научно-производственное объединение «Радон». Предприятие получило официальное название, под которым его хорошо знают в более чем сорока странах мира – Московское научно-производственное объединение «Радон» (МосНПО «Радон»).

## **8.2. Переработка радиоактивных отходов в США**

Часть ЖРО на площадке Хэнфорд-сити поначалу просто сливали в землю, часть осадков поместили в контейнеры и закопали. Поняв, что это слишком опасно, в 1943 г. разработали специальные емкости SST, в которые с 1944 г. начали загружать жидкие РАО. Такой бак – это емкость из углеродистой стали, облицованная бетоном. Проектный срок эксплуатации составлял 25 лет, после чего предполагалось построить новые емкости и перелить ЖРО до той поры, пока не будет найдено стабильное решение для хранения этих чрезвычайно опасных отходов. Низкоактивные отходы сливали в реку Колумбия.

В баках нового типа, DST, появилась дополнительная стальная стенка, расположенная в метре от внутренней, но до бетонного слоя, чтобы в воздушном зазоре размещать детекторы течей, контролируя их появление автоматизированно. Проектный срок службы такого бака составляет от 20 до 50 лет.

По состоянию на 2023 г. в Хэнфорде имеется 177 баков: 149 SST и 28 DST, в 1971 г. был составлен график перелива жидкостей из первых во вторые, но реализовать его до сих пор не удалось. На тер-

ритории комплекса находится 177 могильников для жидких высокоактивных отходов общим объемом 204 тыс. м<sup>3</sup>. Расчетный срок службы могильников (20–25 лет) давно истек. По оценкам 2013 г., около 2 % отходов уже попали в окружающую среду по причине неконтролируемых утечек из могильников.

Окончание строительства завода по переработке жидких отходов в Хэнфорде предполагалось не ранее 2019 г., затем начало работы комплекса WTP (*Waste Treatment and Immobilization Plant*) перенесено на 2022 г., однако DOE в 2014 г. сообщило, что точная дата пуска WTP не может быть названа из-за технических неопределенностей. Задержка вышла с технологией остекловывания ЖРО высокой радиоактивности (низко- и среднеактивные жидкие отходы американцы перерабатывают цементированием).

9 мая 2017 г. в Хэнфордском комплексе было объявлено чрезвычайное положение в связи с обрушением насыпи над одним из двух подземных железнодорожных тоннелей, где хранятся вагоны, нагруженные оборудованием, загрязненным при производстве плутония и промышленными отходами плутониевого завода и некоторых других лабораторий Хэнфорда. Суммарную активность приблизительно оценивают в 20–30 тыс. Ки в тоннеле № 1, в тоннеле № 2 – более 500 тыс. Ки.

Среди всего множества площадок DOE можно выделить четыре промышленных комплекса, занимавших центральное место в реализации американской ядерной программы: Хэнфорд, Ок-Ридж, Саванна-Ривер и Лос-Аламос. Именно эти площадки подверглись наибольшему радиоактивному загрязнению и включают наибольшую часть объектов, подлежащих ликвидации.

### **8.3. Переработка радиоактивных отходов во Франции**

Вне зависимости от химической формы все РАО по французской классификации подразделяются на три категории: А, В, С. Классификация учитывает не только тепловыделение и радиоактивность РАО, но и период полураспада радионуклидов [77].

К отходам категории А относят низко- и среднеактивные РАО, содержащие радионуклиды с периодом полураспада менее 30 лет и в количестве  $< 3,7 \cdot 10^6$  Бк/кг. Эти отходы подходят для захоронения

в контролируемые приповерхностные могильники. Отходы категории В содержат радионуклиды с периодом полураспада больше 30 лет, при этом концентрация  $\alpha$ -излучающих нуклидов может создавать активность РАО не выше  $3,7 \cdot 10^6$  Бк/кг. ТУЭ относятся к этой категории. К категории С относятся все высокоактивные отходы, состоящие, в основном, из рафинатов первого цикла экстракции.

Франция озаботилась захоронением РАО еще в 1967 г., когда в мире еще никто особо не думал об этом, вывозя опасные бочки на судах в открытый океан и сбрасывая их в воду. В конце 60-х гг., бочки просто закапывали в вырытые траншеи. Первое в мире хранилище РАО оборудовали на берегу Ла-Манша, мысе Ла Аг (фр. *Cap de la Hague*), недалеко от портового городка Шербург (фр. *Cherbourg*). Последствия не заставили себя долго ждать. В 1976 г. бочки с отходами потекли, и в грунтовых водах было обнаружено высокое содержание трития (радиоактивного изотопа водорода). Утечку оперативно устранили, отходы извлекли и переупаковали, воды поставили на мониторинг.

Если к середине 90-х гг. объемы кондиционированных РАО категории В и С были около  $1 \text{ м}^3/\text{т}$  ОЯТ, то к концу 90-х гг. эта величина сократилась в два раза, достигнув  $0,5 \text{ м}^3/\text{т}$ , что в 6 раз меньше проектных показателей. Объемы отходов категории А будут снижены по сравнению с данными, заложенными в проект, более чем в 4 раза.

Такие высокие показатели стали возможными благодаря сочетанию различных мер, среди которых:

- рециклирование используемых на заводах реагентов (азотной кислоты, экстрагента);
- сортировка отходов, позволяющая исключить из РАО до 25 %, а иногда до 80 % нерадиоактивных материалов;
- переработка РАО, проводимая с целью максимального извлечения Pu и U и, следовательно, снижение радиотоксичности РАО;
- концентрирование отходов с помощью различных методов (упаривания, сжигания, прессования, компактирования);
- введение специальных способов контроля потоков отходов, позволяющих после применения простых способов обработки выделить в сбросы большую часть РАО с уровнем активности ниже предельно допустимого;

- введение дополнительной операции для обработки растворов, содержащих химические вещества, не совместимые с системами упаривания или остекловывания.

Достижения заводов UP2-800 и UP3 в области минимизации разных категорий отходов отражает табл. 8.2.

Таблица 8.2. Объемы и формы отверждения РАО на заводах по переработке ОЯТ UP2-800 и UP3 на мысе Ла Аг, л/т ОЯТ

Вид отходов	Форма отверждения	Норма по проекту	Реальные данные в 1995 г.	Планируемые показатели на 2000 г.
Отходы, подлежащие захоронению в геологический могильник (категория В и С)				
Рафинат первого цикла экстракции	Остекловывание	600–630	600	< 150–200
Оболочки твэлов и концевики сборок				
Шламы от обработки ЖРО	Цементирование			
Различные отходы категории В	Битумирование Цементирование			
Отходы, подлежащие удалению в приповерхностный могильник (категория А)				
Технологические отходы категории А	Цементирование в железобетонных контейнерах	–	–	< 800

Например, чтобы исключить категорию отходов, подлежащую битумированию, был изменен подход к обращению с жидкими РАО. Были введены:

- концентрирование упариванием всех бессолевыми кислотных и некоторых соледержащих отходов, при этом концентраты направляются на остекловывание;

- направление в сбросы после проверки радиоактивности и фильтрации большей части солесодержащих отходов;
- три новых узла упаривания;
- узел обработки лабораторных отходов.

Сочетание процессов рециклирования азотной кислоты и экстрагента с процессами очистки этих потоков иллюстрируют, соответственно, рис. 8.1 и 8.2.

Оборотные растворы кислоты на заводах на мысе Ла Аг рециркулируют в двух разделенных контурах, границей для которых служит установленный в первом цикле экстракции «третиевый барьер», представляющий собой пульсационную колонну, в которой экстракт U и Pu промывается от Tc и T, при этом для очистки экстракта от трития используют свежую, не содержащую тритий, азотную кислоту.



Рис. 8.1. Схема обращения с кислотными потоками на заводе UP3 HALWC (англ. *High Activity Liquid Concentration Unit*), узел упаривания рафината первого цикла экстракции; LTAR (англ. *Low Tritiated Acid Recovery Unit*), узел упаривания растворов кислоты с низким содержанием трития; HTAR (англ. *High Tritiated Acid Recovery Unit*), узел регенерации растворов кислоты с высоким содержанием трития

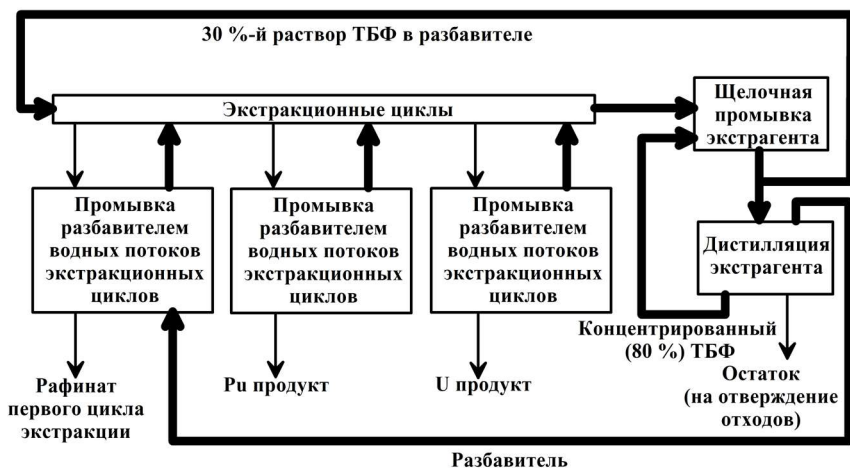


Рис. 8.2. Схема обращения с ТБФ и разбавителем

Кислотные растворы из аффинажных циклов урана и плутония поступают в узел упаривания. Из этого узла выходят три продукта:

- концентрированная азотная кислота с низким содержанием трития, которую направляют в аффинажные циклы;
- концентрат, содержащий практически все радионуклиды, который передают в цикл обработки кислоты с высоким содержанием трития;
- практически чистый дистиллят, который направляют в сбросы.

Азотная кислота с высоким содержанием трития рециркулирует в контуре, в который входят узел растворения, первый цикл экстракции до «тритиевого» барьера и узел очистки кислотных потоков.

Большое внимание французские специалисты уделяют процессам очистки и рецикла экстрагента и разбавителя. Общая схема обращения с экстрагентом включает:

- промывку экстрагента последовательно растворами соды, азотной кислоты и щелочью перед его рециклом в тот или иной цикл экстракции;
- промывку водных потоков экстракционных циклов чистым разбавителем для извлечения растворенного в них ТБФ;

- добавление полученных растворов разбавителя к экстрагенту в каждом экстракционном цикле, что приводит к снижению концентрации ТБФ в экстрагенте и требует корректировки его концентрации путем введения в поток экстрагента очищенного концентрированного раствора ТБФ;

- глубокую очистку экстрагента на установке OWT (англ. *Organic Waste Treatment*), рис. 8.3.

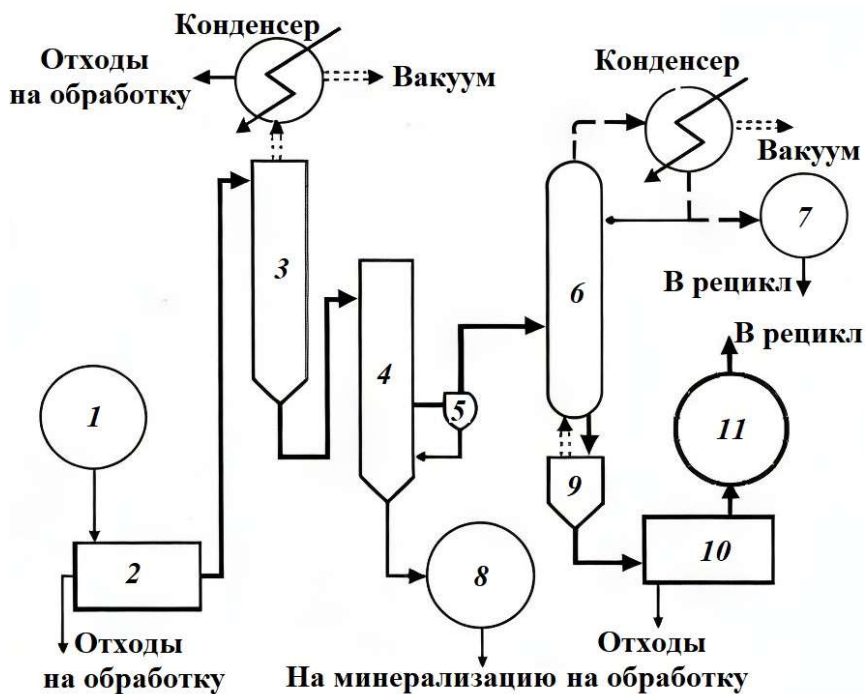


Рис. 8.3. Процесс глубокой очистки экстрагента методом дистилляции:

- 1 – отработанный экстрагент; 2 – промывка для удаления неорганических солей, содержащихся в экстрагенте; 3 – дегидратация дистилляцией при пониженном давлении; 4 – выпарной аппарат; 5 – туманоуловитель; 6 – ректификационная колонна; 7 – разбавитель; 8 – остатки; 9 – бойлер; 10 – концентрированный раствор ТБФ; 11 – щелочная промывка

На установке OWT отработанный экстрагент упаривают в тонкопленочном аппарате с ректификацией при пониженном давлении после удаления из него следов воды. В результате процесса дистилляции получают поток чистого разбавителя, поток концентрированного раствора ТБФ и направляемый на минерализацию и кондиционирование остаток, содержащий продукты разложения ТБФ и все примеси.

Для кондиционирования остатков экстрагента, полученных в процессе его дистилляции на установке OWT, построена установка для минерализации отработанного экстрагента MBS (фр. *Usine de Minéralisation de Solvants*). Переработка этих остатков, а также других органических отходов состоит из следующих операций:

- подготовка отходов к пиролизу, заключающаяся в смешивании отходов с  $Mg(OH)_2$  с образованием эмульсии, содержащей больше 60 % ТБФ;
- поступление порции отходов в пиролизер в атмосфере азота;
- пиролиз отходов с производительностью 3 кг/ч по ТБФ с образованием золы и газовых отходов;
- бетонирование золы, состоящей, в основном, из фосфатов магния, после ее охлаждения и смешивания с соответствующими добавками;
- сжигание пиролизных газовых отходов, состоящих из паров воды, бутана, бутанола, додекана и др., в камере сжигания после их очистки методом фильтрации от аэрозолей, которые могут включать частицы фосфатов магния и оксида магния;
- очистка газов из камеры сжигания промывками и фильтрованием.

ВАО заключают в матрицу из боросиликатного стекла по известной французской технологии. К началу 1997 г. на мысе Ла Аг было изготовлено более 4600 канистр со стеклопродуктом.

В узел кальцинации поступают упаренные до состояния насыщения по солям концентраты рафинатов первого цикла экстракции заводов UP3 и UP2-800, а также концентраты от обработки некоторых жидких технологических отходов (лабораторных отходов, содержащих  $\alpha$ -нуклиды, и отходов, ранее включаемых в битум).

Канистры со стеклопродуктом хранят в специально построенном хранилище. Образцы стеклопродукта периодически анализируют с

целью определения состава, гомогенности, выщелачиваемости в различных условиях, степени расстекловывания. Результаты, полученные на пробах стекла, взятых в 1994 г., оказались в хорошем соответствии с расчетными и прогнозируемыми данными и подтвердили, что матрица из боросиликатного стекла обладает надежными характеристиками для отверждения теплогенерирующих  $\beta$ -нуклидов и ТУЭ.

Концевики сборок и выщелоченные оболочки на UP2-800 и UP3 сначала заключали в цемент в стальных бочках. Однако, в соответствии с новой стратегией сокращения объемов РАО, была построена установка АСС (фр. *Atelier de Compactage des Coques*), предназначенная для прессования корзин с этими отходами. Спрессованный материал будет упаковываться в контейнеры стандартных размеров и формы, названные универсальными канистрами. Такие канистры уже применяются для упаковки остеклованных отходов.

Благодаря прессованию объем отходов этого вида будет уменьшен в четыре раза – от 0,6 до 0,15 м<sup>3</sup>/т урана. Проектная производительность АСС – 2400 канистр в год. Предполагается возможность добавлять к спрессованным оболочкам и другие твердые отходы.

COGEMA приняла решение перейти к стандартным упаковкам отходов с одинаковыми внешними размерами и формой. Заказчики фирмы будут получать после переработки 1 т ОЯТ две универсальные канистры: одну со стеклопродуктом, а вторую со спрессованными оболочками, концевиками и другими твердыми отходами, которые будут загружаться в ту же канистру. Внешние размеры канистр будут следующими: диаметр – 430 мм; высота – 1335 мм; толщина стенок – 5 мм. Другие параметры канистр CSD-C (для спрессованных отходов) и CSD-V (для остеклованных отходов) представлены в табл. 8.3.

Фирма SGN (фр. *Saint-Gobain Techniques Nouvelles*) провела для фирмы COGEMA при поддержке СЕА Франции аттестационные испытания канистр CSD-C, включающие испытания механических свойств, риск возгорания, газовыделение, температурные характеристики и др.

Полученная информация, по мнению специалистов фирмы SGN, достаточна, чтобы гарантировать надежность и безопасность хранения и захоронения отходов в этих канистрах.

Таблица 8.3. Характеристики универсальных канистр

Характеристика	CSD-C	CSD-V
Общая масса	700 кг	500 кг
$\beta$ -активность продуктов деления	50 ТБк	28000 ТБк
$\beta$ -активность продуктов активации	120 ТБк	–
$\alpha$ -активность актиноидов	2,3 ТБк	140 ТБк
Тепловая мощность	20 Вт	1750 Вт
Мощность дозы на внешней поверхности	50 Гр/ч	14000 Гр/ч
Масса пустого контейнера	90 кг	90 кг
Конструкционный материал	Нержавеющая сталь	–

Двухстадийный процесс остекловывания разработан во Франции фирмой COGEMA (фр. *Compagnie Générale des Matières Nucléaires*) для включения ЖРО в боросиликатное стекло и промышленно эксплуатируется с 1987 г. (рис. 8.4). При осуществлении процесса остекловывания жидкие отходы высушивают в роторном кальцинаторе. Кальцинатор состоит из трубы с внутренним диаметром 270 мм, длиной 3,6 м, с углом наклона  $30^\circ$  и вращающейся со скоростью 30 об/мин. Труба обогревается печью сопротивления, разделенной на четыре зоны. Первые две зоны, предназначенные для выпаривания, имеют мощность порядка 20 кВт каждая, а две другие  $\sim 10$  кВт. Полученный кальцинат подают в металлический тигель одновременно со стеклянной фриттой. Плавитель представляет собой металлический тигель, окруженный индуктором. Необходимая энергия для плавления стекла выделяется при взаимодействии электромагнитного поля на стенке металлического тигля. Выход кальцинатора подсоединен к плавителю, тигель которого, выполненный из инконеля 601, обогревается среднечастотным индуктором ( $N = 100$  кВт;  $f = 10$  кГц). Диаметр тигля – 350 мм, высота 1000 мм. Температура процесса до  $1150^\circ\text{C}$ . Производительность плавителя около 15 кг/ч. Срок службы тигля – 2000 ч.

К настоящему времени в странах с развитой атомной энергетикой применение для остекловывания РАО индукционных плавителей с «холодным» тиглем (ИПХТ) признано наиболее перспективным направлением. Работы по созданию таких плавителей интенсивно проводятся французской компанией AREVA.

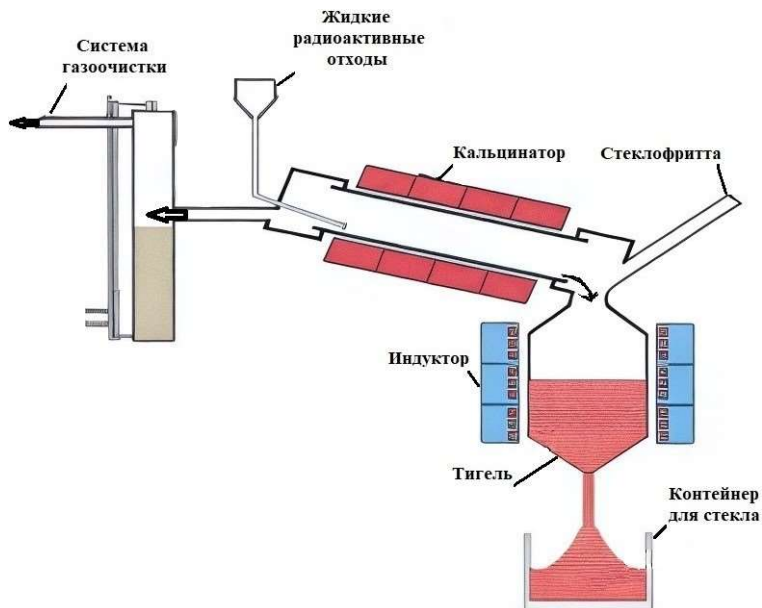


Рис. 8.4. Схема двухстадийного процесса остекловывания с использованием индукционной печи с «горячим» тиглем

Установка STE-3 (фр. *Station de Traitement Des Effluents*) – станция обработки стоков, построенная на площадке Ла Аг для выделения радионуклидов методом соосаждения из жидких отходов, относящихся к категории А и В. Производительность – 17 м<sup>3</sup>/ч, а коэффициенты очистки достигают:

- для общей  $\alpha$ -активности – 1000;
- для общей  $\beta$ - и  $\gamma$ -активности – 50;
- для рутения ~ 6–30;
- для стронция ~ 100;
- для цезия ~ 100.

Радионуклиды соосаждаются на сложном по составу осадке: стронций – на сульфате бария; цезий – на гексацианоферрате никеля; рутений – на сульфате кобальта и др.

Лабораторные отходы, загрязненные  $\alpha$ -нуклидами, очищают путем соосаждения радионуклидов с осадком гидроксида железа, образующимся после введения раствора  $\text{Fe}^{3+}$  и соды. Осадок от жидко-

сти отделяют ультрафильтрацией. Жидкость после контроля направляют в сбросы, а осадок растворяют в азотной кислоте, и полученный раствор передают на операцию остекловывания.

Для сокращения количества твердых отходов категории А, подлежащих удалению в приповерхностные могильники, COGEMA в 1996 г. начала выполнять четырехлетнюю программу NGD (фр. *Nouvelle Gestion des Déchets*) – новое обращение с отходами.

На юге Франции строится завод для сжигания твердых отходов с производительностью 3500 т/г. и жидких отходов – с производительностью 1500 т/г. Кроме сжигания, на этом заводе предусматривается операция плавления металлических отходов категории А с производительностью 4500 т/г.

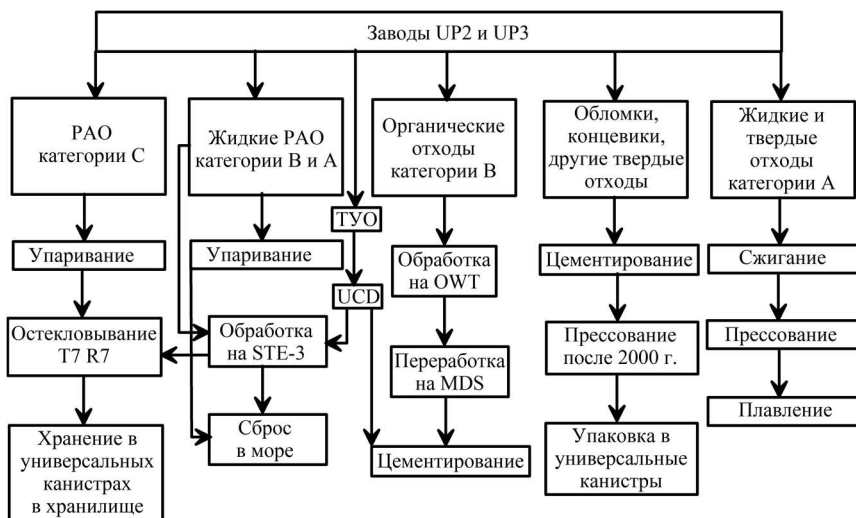


Рис. 8.5. Переработка РАО на мысе Ла Аг:

OWT (англ. *Organic Waste Treatment*), установка для глубокой очистки экстрагента; MDS (фр. *Usine de Minéralisation de Solvants*), установка для минерализации отработанного экстрагента (остатков от дистилляции); STE (фр. *Station de Traitement Des Effluents*), станция обработки стоков; UCD (фр. *Unité Centralisée de Déchets Alpha*), установка для извлечения Аг из твердых отходов

Программа NGD позволит сократить объемы отходов категории А на 25 % путем сортировки и выделения неактивных отходов и почти на 60 % – путем сжигания и прессования.

Общая схема обработки РАО, объединяющая различные установки, представлена на рис. 8.5.

Контроль морской воды в районе трубы сбросов заводов UP2 и UP3, проведенный независимыми экспертами, в том числе и из организации Green Piece, а также контроль других объектов окружающей среды показал, что выбросы и сбросы радиоактивности с установок, расположенных на мысе Аг, ниже установленных предельно допустимых значений.

#### **8.4. Переработка радиоактивных отходов в Великобритании**

В Великобритании РАО классифицируют по трем категориям:

- высокоактивные или тепловыделяющие отходы, температура которых может достигать высоких значений в результате радиоактивного распада;
- среднеактивные отходы, которые не выделяют значительного количества тепла, однако содержат большое количество радиоактивных нуклидов;
- низкоактивные отходы, содержание радионуклидов в которых не позволяет удалять их как обычные отходы, но не превышает 4 ГБк/т для  $\alpha$ -активных и 12 ГБк/т для  $\beta$ - и  $\gamma$ -активных продуктов деления.

С начала образования РАО первой и второй категории хранятся в специальных емкостях типа SST, разработанных в США. Отходы низкого уровня активности, так же как во Франции, сбрасываются в Атлантический океан. Отработавшее топливо и некоторые ядерные материалы в настоящее время не классифицируются как отходы. Если в будущем будет принято решение об отказе от дальнейшего использования этих материалов, они будут объявлены РАО и с ними будут обращаться как с РАО.

В 1990 г. в Селлафилде вошла в строй установка WVP (англ. *Waste Vitrification Plant*), на которой осуществляется двухстадийный не-

прерывный процесс остекловывания ВАО. На первой стадии упаренный концентрат ВАО превращают в кальцинат во вращающейся трубчатой печи, а на второй стадии образуется стеклопродукт из кальцината и стеклообразующих добавок. Производительность WVP по концентрату ВАО – 143 м<sup>3</sup>/г., по стеклопродукту – 25 кг/ч. WVP будет производить по три контейнера со стеклопродуктом в сутки, или 300 контейнеров в год.

Целью BNFL является получение стеклопродукта, содержащего до 25 % ВАО. Видимо, это предполагается осуществить, смешивая ВАО заводов THORP и магноксового, и благодаря такому смешиванию сократить объем ВАО до 83 л/т U.

Установка SIXEP (англ. *Site Ion Exchange Effluent Plant*) была построена с целью снижения радиоактивности сбросной воды. На этой установке обрабатывается охлаждающая вода бассейнов хранения ОЯТ при помощи неорганического ионообменника – клиноптилолита. Производительность установки – 4000 м<sup>3</sup>/сут. Коэффициенты очистки от Sr – 500, от Cs – 2000.

В 1992 г. введена в эксплуатацию установка EARP с общей производительностью 6000 м<sup>3</sup>/г. Две линии EARP, предназначенные для извлечения актиноидов из жидких РАО (САО и НАО), используют метод соосаждения. К жидким РАО добавляют NaOH для увеличения pH среды до 9–10,5; при этом образуется осадок гидроксида железа, поскольку в потоках РАО присутствует достаточное для образования осадка количество железа. На осадке гидроксида железа соосаждаются нерастворимые гидроксиды An и некоторых продуктов деления. Если в жидких РАО присутствует цезий, то добавляют гексацианоферрат никеля для его соосаждения. Осадок от маточного раствора отделяют при помощи двухстадийной перекрестнопоточной ультрафильтрации. На первой стадии образуется концентрат, содержащий несколько процентов твердого вещества, на второй стадии происходит обезвоживание концентрата.

Для переработки отработанного экстрагента, 20–30 % раствора ТБФ в очищенном керосине, был разработан процесс щелочного гидролиза и гидролиза под действием H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> с катализатором. На рис. 8.6 представлена схема процесса обработки экстрагента, реализованного на установке STR. Гидролиз ТБФ под воздействием щелочи эффективно протекает при следующих условиях:

- соотношение молярных объемов NaOH к ТБФ – 3:1;
- концентрация раствора NaOH – 7,5 М;
- температура процесса – 125 °С;
- продолжительность процесса с частичным рефлаксом и дистилляцией разбавителя – 3 ч.

Дистилляция части разбавителя сопровождается уносом образованного при гидролизе ТБФ бутанола. По завершении реакции гидролиза в гидролизере остается три фазы: нижний щелочной слой содержит свыше 90 % радионуклидов; в среднем слое водного раствора NaДФБ находятся все оставшиеся радионуклиды; верхний, практически чистый от радиоактивности, слой, состоит из смеси керосина и бутанола.

Если отработанный экстрагент сильно загрязнен радионуклидами, то перед направлением на гидролиз его промывают растворами соды, для того чтобы удалить вместе с радионуклидами уран, что предотвращает возможность осаждения диураната натрия, затрудняющего разделение фаз после гидролиза.

Нижний слой из гидролизера передают на установку EARP, средний слой может быть сброшен в море (если характеризуется низкой токсичностью), где NaДФБ будет подвергаться процессам биodeградации. При необходимости NaДФБ может быть превращен в неорганический фосфат при помощи кислотного гидролиза, химического окисления или микробиологического разложения. Верхний слой направляют в печь для сжигания.

Более 20 лет фирма BNFL проводила НИОКР, посвященные изучению различных матриц для отверждения CAO, среди которых были цемент, полимеры, битумы, цемент, модифицированный полимерами, керамики. Каждая матрица была оценена по ряду параметров: физическим, химическим, термическим и радиационным характеристикам и механической прочности. В результате оценки была выбрана цементная матрица. В 90-х гг. в Селлафилде было построено четыре установки для цементирования разных типов CAO, а в 2001 г. состоялся пуск в эксплуатацию пятой установки.

Современные и будущие CAO будут цементировать в 500-литровых бочках из нержавеющей стали и хранить в приповерхностном хранилище до ввода в строй геологического могильника.

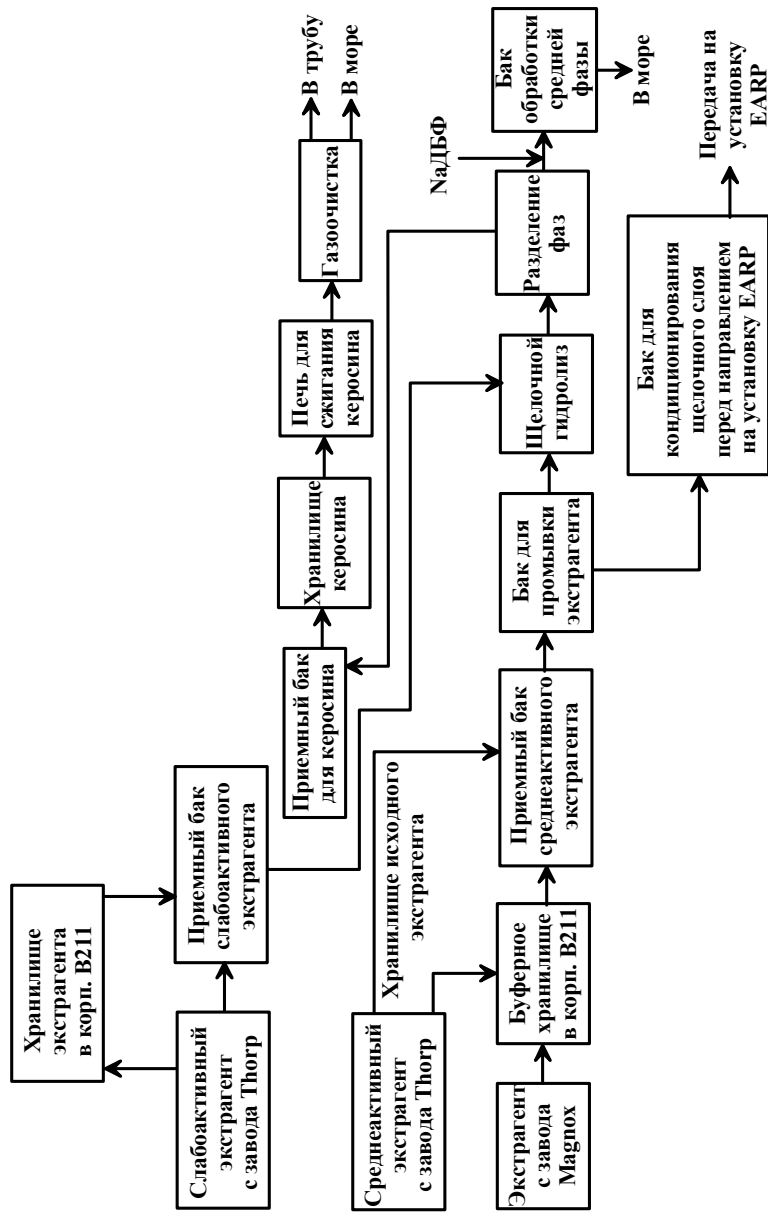


Рис. 8.6. Блок-схема современного процесса переработки экстрагента в Селлафилде

Ранее образованные CAO перед операцией цементирования требуют проведения предварительной обработки (концентрирования, сушки, прессования и т. д.), характер которой зависит от типа CAO.

Для изъятия старых отходов из баков и бункеров хранения строятся три установки:

- SEP (*Silo Emptying Plant*) 1, 2, 3, предназначенная для изъятия осадков взвесей, шламов и др.;
- SEF (*SIXEP Emptying Facility*), предназначенная для извлечения осадков и отработанных фильтрующих материалов установки SIXEP;
- WRP (*Waste Retrieval Plant*), предназначенная для изъятия твердых CAO и подготовки их к цементированию.

Около 25 % всех CAO составляют разнообразные материалы, загрязненные Рu и ТПЭ. Среди этих отходов детали вышедшего из строя оборудования, резина, бумага, пластики и т.д. В 1997 г. был введен в эксплуатацию комплекс WTC (*Waste Treatment Complex*) для обработки этих отходов. Обработка включает сортировку, а затем, в зависимости от химической природы CAO, их направляют на измельчение, сжигание, прессование, извлечение Рu и, наконец, цементирование.

Используя накопленный опыт по сокращению текущих объемов CAO, BNFL приняла решение построить установку SDP (*Sellafield Drypac Plant*) для сокращения объемов «исторических» CAO, хранящихся на территории Селлафилда в ~20 бункерах и баках. Установка сдана в эксплуатацию в 2003 г. Последовательность операций на SDP представлена на рис. 8.7.

Отходы будут доставляться на SDP по рельсовой дороге в вагонетках, в которые будут загружены контейнеры с CAO. Контейнеры будут оборудованы съемным дном. На заводе SDP предполагают проводить раздельную обработку CAO из бункеров 1–12 (ранние отходы) и бункеров 13–18 (более поздние), а также отходов ионообменников. Об источнике загруженных в контейнер отходов свидетельствует обязательный идентификационный знак, которым метят контейнер. В камере разделения CAO из контейнера выгружают на

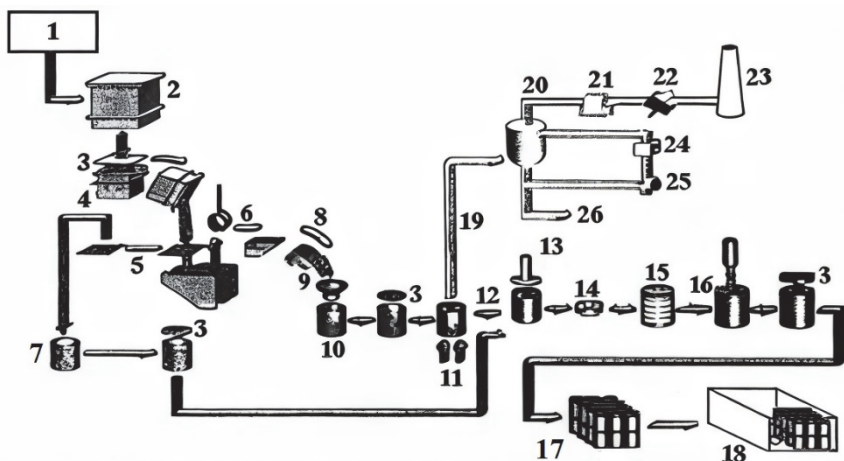


Рис. 8.7. Последовательность процессов на SDP:

- 1 – прием CAO из установок SEP и SEF; 2 – контейнер; 3 – крышка;  
 4 – ковш; 5 – решето, 6 – черпак, 7 – заполнение контейнера материалом, оставшимся на решете; 8 – загрузочное устройство; 9 – сбор частиц материала, прошедшего через решето; 10 – заполнение контейнера мелкими частицами; 11 – нагрев; 12 – сушка; 13 – прессование;  
 14 – спрессованная упаковка; 15 – заполнение бочки; 16 – заливка цементным раствором; 17 – хранение бочек; 18 – бочки в могильнике;  
 19 – пар, водород; 20 – скруббер; 21 – фильтр; 22 – вентилятор;  
 23 – труба; 24 – теплообменник; 25 – насос; 26 – жидкость на обработку сбросов

орошаемое водой вибрационное решето. Мелкие частицы, проходящие через отверстия в решете, собирают в специальный контейнер; контейнер закрывают крышкой и, после присвоения ему идентификационного знака, передают на операцию сушки, устанавливая на стеллаж в сушильной камере. Оставшийся на решете материал сдвигают в положение, в котором CAO можно дистанционно рассортировать, дополнительно переработать, а затем их затаривают в контейнеры. Контейнеры закрывают крышками и передают на операцию прессования.

SDP будет оборудован 20 сушильными камерами, каждая из которых способна принять четыре контейнера для сушки. Общий цикл сушки продолжается от 12 до 30 ч в зависимости от количества воды в контейнере и заданного режима нагрева. В систему газоочистки сушильных камер поступают пары воды, содержащие следы водорода, выделяющиеся из оболочек, и небольшое количество аэрозолей. Благодаря установленным скрубберам, конденсорам и фильтрам выбросы не содержат радионуклидов. В узле компактирования установлено два 2000-тонных прессы, которыми прессуют контейнеры с САО, уменьшая их высоту при сохранении диаметра примерно в 3 раза. Для каждой полученной упаковки регистрируют вес, высоту и измеряют содержание делящихся материалов перед направлением в буферное хранилище. Из буферного хранилища упаковки поступают в узел затаривания контейнеров для захоронения. Контейнеры для захоронения представляют собой 500-литровые баки с двойными стенками, пространство между которыми заполняется цементной массой. Спрессованные упаковки укладывают в контейнер, пустотное пространство в нем заливают цементным раствором. Контейнер закрывают крышкой, а затем его направляют в хранилище капсулированных отходов.

Для сокращения объемов твердых НАО в Селлафилде построена установка прессования WAMAC с производительностью от 12000 до 18999 м<sup>3</sup>/г. по обрабатываемым отходам. Пресс может дистанционно менять конфигурацию, приспосабливаясь для прессования как 1 м<sup>3</sup> коробов, так и двухсотлитровых бочек, развивая при этом давление 5000 т/м<sup>2</sup>. Спрессованные отходы загружают в стандартные контейнеры и направляют в Дригг (*Drigg*), где расположен могильник НАО (в 5 км от Селлафилда). В Дригге контейнеры заливают цементным раствором перед укладкой в могильник.

## 8.5. Переработка радиоактивных отходов в Японии

Японская система классификации предусматривает разделение РАО на две категории, в зависимости от уровня их активности: высоко- и низкоактивные. Высокоактивные отходы (ВАО) – радиоактивная субстанция, образующаяся при переработке ОЯТ. Также к ВАО относятся остеклованные отходы, образовавшиеся в результате отверждения ЖРО, содержащие значительное количество продуктов деления и актиноидов. НАО – низкоактивные РАО, которые, согласно принятой системе, подразделяются на четыре категории:

- НАО, образовавшиеся в результате эксплуатации АЭС;
- долгоживущие тепловыделяющие НАО – трансурановые радиоактивные отходы, образующиеся в результате переработки ОЯТ и производства МОХ-топлива, содержащего радионуклиды с атомным номером выше 92 (нептуний, плутоний, америций и т.д.);
- НАО, содержащие уран – отходы, образующиеся при производстве ядерного топлива и обогащении урана, содержащие долгоживущие радионуклиды урана, а также его продукты распада;
- НАО, образующиеся на исследовательских установках.

Высокоактивные жидкие отходы, образовавшиеся на TRP, хранились в резервуарах на территории предприятия и были остеклованы на спецустановке, введенной в эксплуатацию в январе 1995 г. По состоянию на март 2020 г. в хранилищах находится около 365 м<sup>3</sup> жидких отходов и 316 контейнеров с остеклованными отходами.

Образующиеся на TRP жидкие средне- и низкоактивные отходы, шламы и концентраты из выпарных аппаратов отверждают по бельгийской технологии битумированием. Процессу битумирования предшествует подготовка растворов, которая зависит от их состава. Подготовка предусматривает:

- нейтрализацию растворов гидроксидом натрия, в результате чего образуется осадок гидроксидов металлов;
- обработку растворов BaSO<sub>4</sub>, если нужно соосадить стронций;
- введение в раствор Ni<sub>2</sub>Fe(CN)<sub>6</sub> для извлечения цезия.

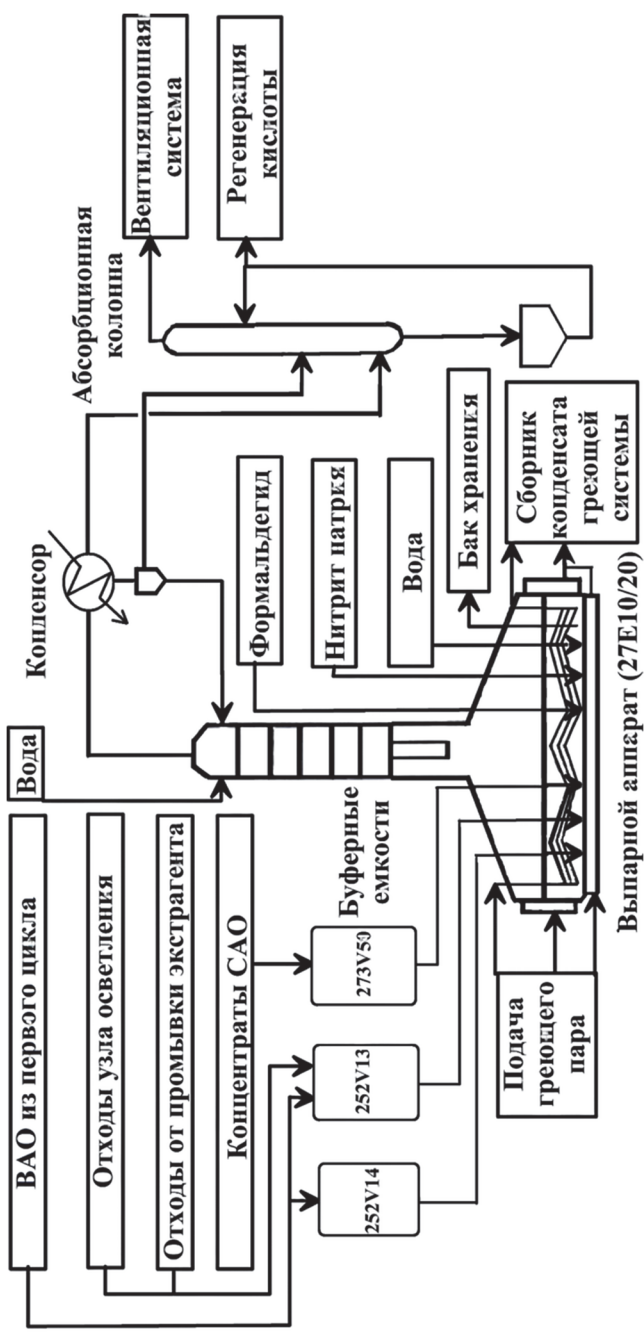


Рис. 8.8. Диаграмма процесса концентрирования ВАО на заводе TRP

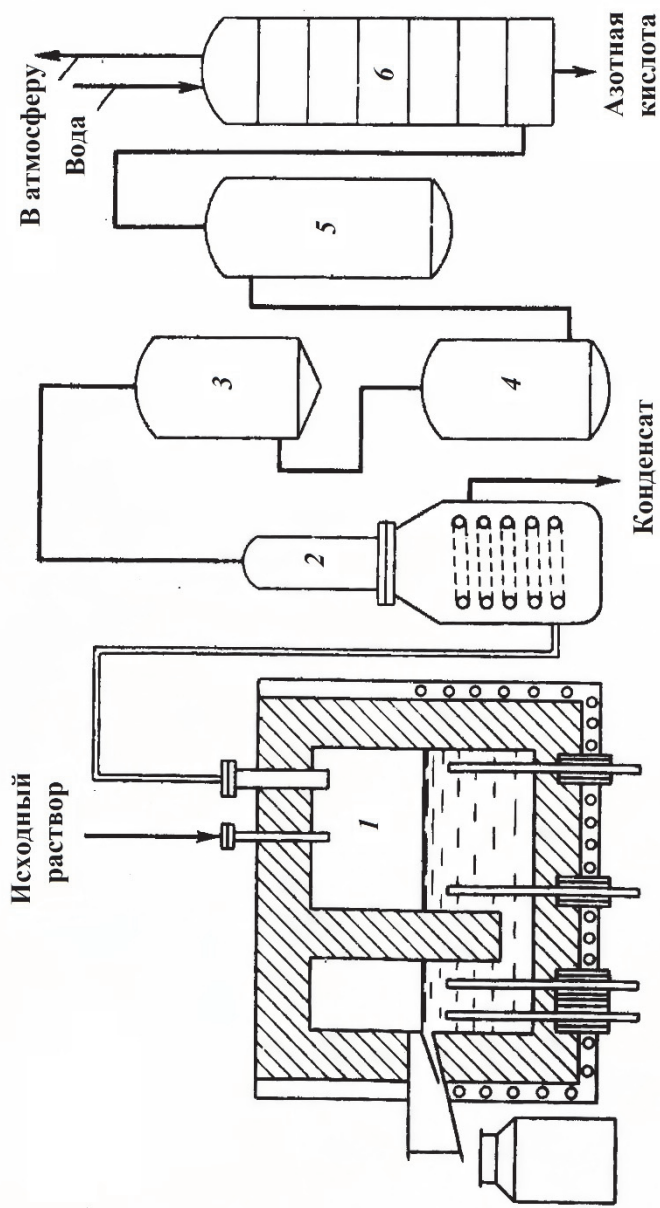


Рис. 8.9. Схема установки для одностадийного остекловывания отходов:

1 — электропечь; 2 — барботер-конденсатор; 3 — фильтр грубой очистки; 4 — фильтр тонкой очистки; 5 — колонка с пиролизитом; 6 — абсорбционная колонка

После окончательной корректировки рН отходов их непрерывно подают в экструдер-испаритель вместе с ожиженным битумом. Вода испаряется со скоростью около 200 л/ч, а остающиеся соли гомогенно диспергируются в битумной матрице. Образующийся продукт затаривается в двухсотлитровые бочки.

Высокоактивные отходы с добавками других жидких отходов (рис. 8.8) поступают на операцию упаривания и извлечения азотной кислоты. Выпарной аппарат был спроектирован и изготовлен во Франции из хромоникелевой стали с добавками ниобия. Этот аппарат находился в рабочем режиме в течение 59400 ч, после чего стали проявляться некоторые признаки коррозионного повреждения. Диаметр греющей части выпарного аппарата – 3 м, высота аппарата вместе с башенной частью – 5 м.

За период эксплуатации выпарного аппарата было упарено 13000 м<sup>3</sup> РАО и получено 830 м<sup>3</sup> концентрата ВАО. Этот концентрат направляли в баки на хранение. В 1995 г. после ввода в эксплуатацию в Токаи установки для остекловывания TVF (англ. *Tokai Vitrification Facility*) концентрат ВАО из баков хранения стали передавать на остекловывание.

При одностадийном процессе операции сушки, кальцинации и плавки проводят в одном аппарате (рис. 8.9). Боросиликатные стекла при хранении хорошо сохраняют первоначальные свойства, если температура по центральной оси блока не превышает 500–600 °С, т.е. не превышает температуры начала процесса кристаллизации.

## 9. ОКОНЧАТЕЛЬНАЯ ИЗОЛЯЦИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В 2011 г. Росатом создает предприятие «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» (НО РАО). Задачей организации является проведение работ в части сооружения, эксплуатации и закрытия пунктов захоронения РАО. С 2016 г. Национальный оператор принимает РАО 3-го и 4-го классов в Новоуральске. В 2022 г. введена в эксплуатацию вторая очередь хранилища, которая может заполниться за три-четыре года. К 2026 г. планируется ввести в эксплуатацию подобные объекты в Озерске и Северске [77].

В настоящее время во Франции всеми радиоактивными отходами с 1991 г. занимается одна некоммерческая организация – Национальное агентство по обращению с РАО – ANDRA (фр. *Agence Nationale pour la Gestion Des Dechets*). Агентство контролируется министерствами экологии, энергетики и научных исследований. ANDRA отвечает только за заключительный этап обращения с РАО: проектирование, сооружение, эксплуатацию и контроль мест захоронения отходов. И в не меньшей степени – за информирование общественности и распространение научно-технологической культуры обращения с РАО.

Франция единственная в мире страна, которая имеет полностью сформированный и уже закрытый приповерхностный пункт финальной изоляции радиоактивных отходов (ППЗРО) 3-го и 4-го класса. В России такой пункт уже есть в Новоуральске, но он находится пока еще в стадии заполнения.

В 1979 г. было принято решение построить капитальное хранилище из бетона, с несколькими уровнями защиты. В течение 15 лет это хранилище заполнялось контейнерами с РАО. Набралось 527 тысяч кубометров или 1,5 млн упаковок с РАО (для сравнения: в России действует хранилище на 20 тысяч кубометров). В 1994 г. первый в мире пункт окончательной изоляции РАО принял последний контейнер и вошел в стадию закрытия. В течение 6 лет хранилище укрывалось несколькими слоями защиты и оборудовалось пунктами мониторинга воздуха, почвы и воды. В 2003 г. хранилище

окончательно перешло в стадию мониторинга, которая продлится 300 лет.

Покрытие хранилища состоит из нескольких слоев (рис. 9.1):

- верхний слой почвы с растительностью;
- барьер из сланца и песчаника;
- первый дренажный слой из песка со стоками в нижних точках;
- водонепроницаемая мембрана из битума;
- второй дренажный слой из песка со стоками в нижних точках;
- наполнитель из породы для формирования холма.

Все шесть слоев защиты, по сути, играют одну важную роль – не дают воде попасть внутрь хранилища. Атмосферная вода собирается четырьмя дренажными системами. Первая забирает дождевую воду с поверхности – ручьи сбегают с холма и попадают в бетонные ка-

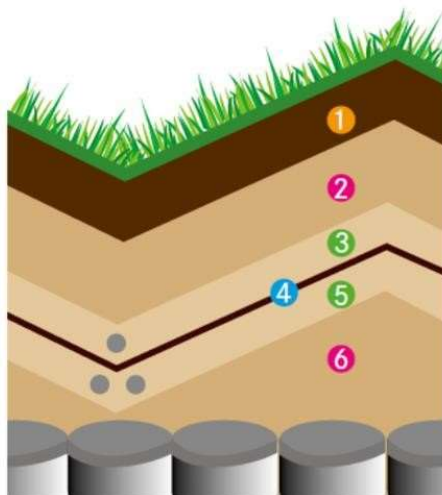


Рис. 9.1. Структура хранилища приповерхностного захоронения РАО:

1 – верхний слой почвы; 2 – крупный грубый материал (щебень и песчаник); 3 – первый дренажный слой из песка со сливами в местах стока; 4 – водонепроницаемая мембрана из битума; 5 – второй дренажный слой из песка со сливами в местах стока; 6 – крупный материал для опоры и откоса

навы по периметру хранилища. Второй дренаж выводит воду, которая успела впитаться в почву. В этом ей помогает система слоев 3–4–5. Битумная геомембрана-прокладка не дает воде пройти глубже, и она стекает по ней в специальные дренажные трубы. Третий дренаж собирает воду, которой все же удалось попасть внутрь хранилища. Собранной внутри воды не так много – всего 300 м<sup>3</sup> в год. И к ней самое особое отношение, поскольку эта вода могла напрямую контактировать с контейнерами РАО, ее необходимо тщательно проверять на радионуклиды. Эта вода закачивается в специальные резервуары, которые находятся на территории завода по переработке отработанного ядерного топлива – он стоит по соседству с приповерхностным захоронением радиоактивных отходов (ППЗРО). Там ее тщательно проверяют и дезактивируют, если это необходимо. Четвертый дренаж находится под бетонным основанием хранилища и служит для отвода грунтовых вод.

Политика обращения с РАО ANDRA и НО РАО, в целом, совпадает:

- отходы 1-го и 2-го классов – самые опасные, высокоактивные РАО, период полураспада которых измеряется сотнями тысяч лет – изолируются только в хранилищах на глубине от нескольких сотен до тысячи метров;
- отходы 3-го и 4-го класса – низко и очень низко активные отходы (ветошь, приборы, одежда, загрязненные радиоактивными веществами перчатки, строительный мусор) – их можно изолировать в приповерхностных хранилищах, до ста метров глубиной.

Захоронение отходов 1-го и 2-го классов ANDRA изучает в построенной в 2000 г. подземной лаборатории ПГЗРО (пункт глубокого захоронения радиоактивных отходов). Уже доказана безопасность глубинного захоронения. Подобная лаборатория сейчас строится в России в Нижнеканском горном массиве организацией НО РАО. На глубине 500 м российские специалисты будут изучать скорость распространения радионуклидов и безопасность захоронения высокоактивных РАО в конкретной геологической толще.

Законодательно нормативная и регулирующая система в области обращения с РАО является нерешенным вопросом. Политика обра-

щения с ВАО устанавливается отдельно для Англии, Уэльса и Шотландии (в Северной Ирландии нет своей собственной политики обращения с ВАО).

Правительство Великобритании и регулирующие органы имеют единый взгляд на то, что целью глубинного геологического захоронения отходов является их окончательное захоронение, поэтому отходы, помещенные в ПГЗРО, не предназначены для последующего извлечения, однако признается, что потенциально отходы могут быть извлечены, в случае если для этого есть веские основания. Основываясь на прогнозируемом количестве отходов, подлежащему захоронению в ПГЗРО, RWM (*Radioactive Waste Management Ltd.*) – орган, ответственный за создание ПГЗРО, признает, что ПГЗРО может функционировать в качестве пункта финального захоронения примерно в течение ста лет, с одновременным увеличением мощностей по захоронению. После прекращения эксплуатации ПГЗРО будет окончательно закрыт при первой же возможности из соображений безопасности и охраны окружающей среды, а также сведения к минимуму нагрузки на будущие поколения.

## 10. СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

### 10.1. Соединенные штаты Америки

Соединенные Штаты имеют примерно 100 работающих ядерных реакторов, и ОЯТ от каждого реактора временно хранится на каждой пристанционной площадке. Хранение по месту включает как мокрые, так и сухие установки с основным количеством топлива (примерно три четверти от топлива на 2011 г.) в мокрых установках, однако процент топлива в сухих установках быстро возрастает. Существующий подход Департамента энергетики США (*US DOE – Department of Energy*) к ядерному топливному циклу предполагает открытое геологическое захоронение в центральной части страны и размещение запасов использованного топлива в могильниках. Это количество близко к 70000 метрическим тоннам к концу 2014 г. Топливо, образовавшееся к 2014 г., предполагалось хранить либо при станциях, либо на централизованных установках хранения, до последующего решения о долговременном обращении с использованным ядерным топливом.

США разработали переработку ОЯТ во время реализации Манхэттенского проекта по получению  $^{239}\text{Pu}$  для использования в первой в мире атомной бомбе. Начиная с 1940-х гг., в США на четырех площадках по производству ядерного оружия работали большие заводы по переработке:

- площадка в Хэнфорде (*Hanford Site*), штат Вашингтон – завод производил плутоний для атомной бомбы, сброшенной на Нагасаки;
- площадка в Саванна Ривер (*Savannah River Site*), штат Южная Каролина – два больших завода по переработке до сих пор используются для стабилизации радиоактивных материалов и производства относительно небольшого количества изотопов в целях «оборонны»;
- национальная инженерная лаборатория в штате Айдахо (*Idaho National Engineering Laboratory*) – меньших размеров, чем завод на площадке в Хэнфорде, завод на территории лаборатории занимается выделением высокообогащенного урана из отработанного топлива

от 17 ядерных реакторов, принадлежащих военно-морскому флоту США (реакторы атомных подводных лодок и авианосцев) для производства управляющих стержней для промышленных реакторов;

- Уэст-Вэллей (*West Valley*), штат Нью-Йорк – единственный завод, построенный для гражданских целей, с мощностью 300 т/г., который работал в 1966–1972 гг.

В дополнении к площадке в Уэст-Вэллей предприятие по переработке для гражданских нужд было построено в штате Иллинойс при финансовой и технической поддержке правительства США, но оно так и не начало работу из-за того, что не было экономически выгодным. Строительство еще одного завода по переработке для гражданских нужд было начато в Барнуэлле (*Barnwell*) в 1976 г. (завод не пущен, планировалось 1500 т/г.), штат Южная Каролина, но так и не было завершено. Эти предприятия были построены для выделения плутония для производства МОКС-топлива для легководных реакторов и реакторов на быстрых нейтронах. Было решено, что использование МОКС-топлива не будет достаточно экономически выгодным для оправдания переработки, и широкомасштабная программа по строительству реакторов-бридеров в США была закрыта в начале 1980-х гг. администрацией президента Рейгана, который являлся активным сторонником строительства атомных станций.

Для этого в разных странах десятилетиями применялся метод под названием PUREX. В его основе лежало американское исследование 1940-х гг. по выделению из отработавшего топлива плутония. Высказывались, однако, опасения, что этот процесс может быть использован для производства оружейного плутония, в связи с чем президент Джимми Картер в 1978-м г. ввел запрет на коммерческую переработку ОЯТ.

В начале 1980-х гг. в США началось строительство централизованного сухого хранилища Юкка-Маунтин (*Yucca Mountain*) для реализации открытого ЯТЦ. Хранилище находится в Юкка-Маунтин, горном хребте в юго-центральной части штата Невада. Хранилище в Юкка-Маунтин будет располагаться внутри длинного хребта, около 300 м (1000 футов) ниже поверхности и 300 м (1000 футов) выше уровня грунтовых вод, и будет иметь примерно 65 км (40 миль) тоннелей. Вместимость составит приблизительно 77000 т

ядерных отходов. Предполагалось, что хранилище откроется в 1998 г., но споры между политическими партиями и постоянное сокращение финансирования со стороны Конгресса пока не позволили завершить проект.

В 1981 г. президент Рональд Рейган снял запрет на переработку, и исследования ЗЯТЦ продолжились. Для поддержки этого решения был выполнен ряд исследований по вариантам топливного цикла, включая замкнутые ядерные топливные циклы. В основном, понятно, что фракционирование и трансмутация в спектре быстрых реакторов имеет существенные потенциальные выгоды в плане утилизации ресурсов, обращении с отходами. Топливные циклы, которые постоянно рециклируют U/Pu или U/TRU, в настоящее время являются фокусом исследовательских усилий в Соединенных Штатах.

В рамках американской инициативы о глобальном ядерном партнерстве в области ядерной энергетики (*Global Nuclear Energy Partnership – GNEP*) предполагается переход к замкнутому ядерному топливному циклу посредством строительства и ввода реакторов на быстрых нейтронах. Снижение объемов, предназначенных для захоронения, связано с уменьшением накопленного объема ОЯТ. Предполагается, что отработавшее топливо ядерных реакторов может быть либо направлено на захоронение в обустроенные хранилища, либо переработано и рециклировано в реакторах (в последнем случае в хранилища помещаются имеющиеся в ОЯТ радиоактивные продукты деления и активации).

Использование имеющихся технологий переработки на основе PUREX не позволит существенно снизить объемы, предназначенные для захоронения, и не отвечает целям GNEP. В рамках данной инициативы рассматривается необходимость выделения из ОЯТ и возвращения в ядерные реакторы долгоживущих младших актинидов.

Выделяемые изотопы цезия и стронция после короткой выдержки могут быть захоронены как низкоактивные отходы. Предполагается, что изотопы технеция будут фиксированы в матрице для предотвращения их миграции за пределы площадки хранилища.

Требования к структуре топливного цикла зависят от ряда факторов, которые весьма зависимы от целей топливного цикла. Напри-

мер, количество потерь TRU, которые могут быть допустимы в потоках отходов, зависит от конечной формы отходов и геологии, в которой эти отходы будут размещены. Критическим фактором по разработке топлива является количество редкоземельных элементов, которое может безопасно приспособлять топливо во избежание высокого сечения захвата нейтронов, и избежание взаимодействия топлива и оболочечного материала, которое могло бы приводить к повреждению топлива. Для трансмутации металлического топлива текущие оценки количества редкоземельных элементов составляют область примерно от 1 до 5 %.

Технологическое развитие в рамках GNEP включает в себя четыре основных направления:

- переработка ОЯТ легководных реакторов;
- фабрикация ядерного топлива с материалами, предназначенными для трансмутации;
- работа трансмутационного топлива в активных зонах реакторов;
- выделение трансурановых элементов из отработавшего трансмутационного топлива.

Одним из ключевых элементов ЯТЦ GNEP является трансмутация плутония и МА в реакторе на быстрых нейтронах ABR (*Advanced Breeder Reactor*). Трансурановые элементы в ОЯТ LWR – в первую очередь, плутоний, нептуний, америций и кюрий – дают определяющий вклад в параметры долговременных хранилищ ядерных отходов (тепловыделение, пиковые значения доз и радиотоксичность). Кроме этого TRU представляют собой главную угрозу с точки зрения распространения. В рамках GNEP предполагается отказ от выделения чистого плутония. Все TRU должны выделяться из ОЯТ в виде единой группы. При трансмутации в активной зоне ABR атомы TRU будут постепенно переводиться в осколки деления, и при этом будет выделяться дополнительная энергия. Осколки деления, остающиеся после экстракции цезия, стронция и технеция, должны быть преобразованы в форму, позволяющую осуществлять их долгосрочное хранение.

В 1982–1992 гг. в США эксплуатировался быстрый петлевой реактор с натриевым теплоносителем FFTF (*Fast Flux Test Facility*)

тепловой мощностью 400 МВт, расположенный на площадке министерства энергетики (*US DOE*) США в Хэнфорде. Реактор использовался для испытаний топлива и оборудования по программе создания быстрых реакторов-размножителей без производства электроэнергии. Кроме того, на реакторе получали разнообразные медицинские изотопы высокой чистоты, производили тритий для исследовательских программ США и Японии по термоядерной энергии, в литиевых капсулах испытывали топливо для космического реактора.

Переработка топлива реактора не осуществлялась, и в 2012 г. он был выведен из эксплуатации. Для замыкания топливного цикла была выбрана пирохимическая технология, и в Аргоннской национальной лаборатории (*ANL – Argonne National Laboratory*) был создан стенд. Стенд был создан при сотрудничестве между КАЕРИ (*Корейский исследовательский институт по атомной энергии – Korean Atomic Energy Research Institute*) и INL (*Национальная лаборатория Айдахо – Idaho National Laboratory*) с участием Японии в рамках программы Международной исследовательской инициативы по атомной энергетике (*INERI – International Nuclear Energy Initiative*) в период между 1984 и 1995 гг.

Позднее исследования проводились в соответствии с национальной программой интегрального быстрого реактора (*IBR – Integral Breeder Reactor*). Основной задачей стенда была демонстрация технологий пирохимической переработки отработавшего топлива экспериментального бридерного реактора (*EBR II – Experimental Breeder Reactor*). Для этой цели была разработана и постоянно модифицировалась серия установок, получивших название Mark. Была продемонстрирована переработка металлического и оксидного топлива с различным содержанием актинидов, определены режимы проведения электрохимических операций, проверена работоспособность вспомогательных систем стенда, систем удаления катодного осадка и операций по обращению с жидкими катодами из алюминия и кадмия, а также шламами электрорафинирования.

В результате этих инженерных разработок от аппаратов с отдельными твердым или жидким катодами пришли к интегрированной установке Mark IV с двумя (твердым и жидким) катодами и системой удаления продуктов электролиза, а в дальнейшем и Mark V с

системой выгрузки этих продуктов из электролизера и всплывающей анодной корзиной для загрузки свежих порций ОЯТ. Это позволило перевести операцию пирохимической переработки в полупрерывный режим. После закрытия программы IFR в 1994 г. необходимость изготовления топлива из регенерированных материалов для демонстрации замкнутого ядерного топливного цикла пропала (а это было основной целью демонстрации), и программа IFR была конвертирована в программу обращения с отработавшим топливом для переработки 25 т ОЯТ от EBR II.

Установка топливного цикла INL была модифицирована, превратившись в установку кондиционирования, и затем с 1996 по 1999 гг. успешно демонстрировала возможность пирохимической переработки более чем 1 т отработавшего топлива активной и воспроизводящей зон реактора. С 2000 г. установка в Айдахо продолжила перерабатывать отработавшее топливо EBR II с добавлением к нему ОЯТ с тестовой быстропоточной установки (*FFTF – Fast Flux Test Facility*). Суммарно к январю 2012 г. было обработано 4,62 т ОЯТ, при текущем остатке в 21,13 т. Планы перевести демонстрационную установку в режим производственной не материализовались и в настоящее время фокусируются только на регенерации урана из активной зоны.

В 1994–1997 гг. США предприняли попытку рассмотреть техническую возможность использования в качестве реактора для утилизации плутония и трансмутации долгоживущих радионуклидов подкритический реактор, управляемый ускорителем (*ADS – Accelerator Driven System*), в рамках реализации концепции *ATW (Accelerator Transmutation of Waste)*. Работы проводились российскими специалистами при финансовой поддержке США и некоторых зарубежных стран.

Концепция *ATW* предусматривает использование линейного ускорителя, пучок протонов из которого направляется на мишень из жидкого свинца. Протоны генерируют в мишени поток нейтронов, которые поступают в окружающую мишень бланкет (*от англ. Blanket – одеяло*). Сам бланкет является подкритическим, и цепная реакция деления поддерживается внешним источником нейтронов. В случае если нарушается режим работы реактора, он легко останавливается.

ливается отключением тока ускорителя, что обеспечивает его безопасность. Проект выявил значительный ряд технических трудностей, и в 1997 г. был закрыт.

Проект ГТ-МГР (газотурбинный модульный гелиевый реактор) проводился в рамках сотрудничества России и США с 1998 по 2012 г. Он предполагал использование высокотемпературного газового ректора с вертикальной турбиной для утилизации плутония. Топливо в ГТ-МГР используется в виде частиц с многослойным покрытием. Диоксид топлива в виде ядер (диаметр ~ 200 мкм) покрыт пористым буферным слоем графита, плотным слоем пирографита, затем слоем карбида кремния и еще одним слоем пирографита. Наружный диаметр топливной частицы ~ 600 мкм. Частицы перемещаются с графитовой матрицей и формируются в цилиндрические топливные компакты в виде стерженька диаметром 12,5 мм высотой 50,0 мм. Они, в свою очередь, загружаются в гексагональные призматические графитовые топливные блоки высотой 0,8 м и размером под ключ 0,36 м. ГТ-МГР характеризуется повышенной безопасностью. Присущие ГТ-МГР свойства внутренней безопасности исключают плавление активной зоны в случае тяжелых аварий реактивного типа и при потере теплоносителя.

Свойства безопасности и конструкционные характеристики делают ГТ-МГР устойчивым к ошибкам оператора. Эффективное использование топлива обеспечивается в цикле с его однократным прохождением через реактор без необходимости переработки и повторного использования. Состав и форма отработавшего топлива ГТ-МГР обеспечивают гарантии нераспространения. Переработка ядерного топлива в форму микротопливных частиц может осуществляться заранее, что будет способствовать повышению гарантий нераспространения.

Предполагалось строительство реактора мощностью 600 МВт на площадке Сибирского химического комбината, однако из-за сложностей в изготовлении вертикальной газовой турбины проект был закрыт.

Существенным недостатком инициативы GNEP является беспрецедентное сосредоточение энергетических мощностей в подобных центрах, поскольку при сжигании 1 т урана образуется около 1/3 т

плутония, т.е. 30 % мировой атомной энергетики необходимо будет разместить на ограниченном количестве площадок. В итоге, инициативу GNEP постигла печальная участь концепции АТW – в 2009 г. департамент энергетики США прекратил ее финансирование.

После снятия запрета на радиохимическую переработку ОЯТ ряд американских компаний выдвинул проекты по использованию для этой цели пирохимических методов, основанных на опыте ANL 40-х гг., и более поздних разработках, проведенных совместно с КАЕРИ (Южная Корея). GE (*General Electric*) и компания CRADA (*Cooperative Research and Development Agreement*) анонсировали совместный проект по строительству завода по переработке ОЯТ пирохимическим методом [78]. Компания Oklo (*название единственного на планете природного ядерного реактора в Габоне*) выдвинула концепцию замкнутого топливного цикла, основанного на быстром реакторе с жидким натрием или свинцом в качестве теплоносителя, оксида низкообогащенного урана в качестве топлива и пристанционного цикла пирохимической переработки ОЯТ [79]. Переработка предусматривает извлечение урана и трансурановых элементов и их рециклирование в регенерированное топливо. Проведение каких-либо демонстрационных операций этой концепции намечено на середину 2020-х гг.

## 10.2. Российская Федерация

Мировая история атомной энергетики началась 26 июня 1954 г. в 17 ч 45 мин по московскому времени в небольшом городе Обнинске Калужской области. Именно тогда первая в мире атомная электростанция дала пар на энергетическую турбину атомной силовой установки. В 1958 г. на площадке Сибирского химического комбината был введен в действие двухцелевой уран-графитовый реактор, задачей которого было не только производство боевого плутония, но и обеспечение теплом и электроэнергией населения области. Реактор получил название «Сибирская АЭС». В отличие от первой атомной, которая имела мощность 6 МВт, мощность Сибирской АЭС составляла 100 МВт, которая впоследствии была доведена до 600 МВт, ре-

актор являлся, по существу, первой промышленной атомной электростанцией (после ряда реконструкций и переименований он получил название АДЭ-4). Впоследствии были построены еще один реактор (АДЭ-5) на площадке СХК в 1965 г. и один (АДЭ-2, 1963 г.) на площадке ГХК (Горно-химический комбинат). Основываясь на опыте эксплуатации двухцелевых ПУГР, в 1960-х гг. начата разработка чисто энергетических блоков РБМК (реактор большой мощности канальный). Первый энергоблок с реактором РБМК-1000 (1000 МВт – мощность электрическая, 3200 МВт – тепловая) был запущен на Ленинградской АЭС, г. Сосновый Бор в 1973 г. В дальнейшем планировалась серия реакторов РБМК второго поколения (РБМК-1500, 2000, 3600, РБМКП-2400 (П – призматическая активная зона), РБМКП-4800), но авария на Чернобыльской АЭС внесла коррективы в планы развития этого направления: от постройки новых отказались, строящиеся были законсервированы, а базовым реактором на тепловых нейтронах стал водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР). С 1954 г. начинается производство работ по созданию серии реакторов ВВЭР. Было разработано несколько вариантов этих установок с различной мощностью и конструктивными особенностями (ВЭС-1, ВЭС-2, ВВЭР210, ВВЭР-365, ВВЭР-440), последняя получила уже серийное распространение (планировалось, что мощность реактора будет 500 МВт, но не удалось подобрать соответствующую турбину). Первый промышленный блок серии ВВЭР (ВВЭР-365) был пущен в 1969 г. на Нововоронежской АЭС, а в 1971 г., там же – ВВЭР-440. Работы по реакторным установкам (РУ) ВВЭР-1000 были начаты еще в 1969 г., но только в 1980 г. на Нововоронежской АЭС был запущен первый блок (5-й для НВАЭС) этой серии. Сравнение технико-экономических показателей ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 было в пользу последнего по экономической эффективности, и дальнейшее строительство реакторов ВВЭР-440 было свернуто, сделав «тысячники» приоритетным направлением развития атомного реакторостроения в России. Первоначальный подход к конструированию ВВЭР-1000 был аналогичен, как и к его предшественнику, породив серию модификаций: В-187, В-302, В-338, В-320 и др., однако в 1978 г. было принято решение о сооружении всех блоков ВВЭР-1000, начиная с 1985 г. по единому серийному проекту.

Последующие серийные модификации РУ: АЭС-2006 (Нововоронежская АЭС-2, май 2016 г., мощность 1200/3212) и ВВЭР-ТОИ (типовой оптимизированный информатизированный) (Курская АЭС, строится, мощность 1255/3300) вывели Росатом в лидеры мировой атомной энергетики. Параллельно реакторам на тепловых нейтронах в СССР развивалось направление быстрых реакторов.

В 2017 г. на ФГУП «Горно-химический комбинат («ГХК») введены в эксплуатацию завод по производству смешанного оксидного уран-плутониевого топлива для БН-800 – завод рефабрикации топлива (ЗФТ). С 2020 г. осуществлен переход производства МОКС-топлива на использование высокофонового диоксида плутония, выделенного на заводе РТ-1 из ОЯТ ВВЭР-440. В 2023 г. с целью полномасштабной демонстрации выжигания актинидов в реакторе БН-800 на ЗФТ ГХК изготовили экспериментальную МОКС-ТВС для реактора БН-800 с добавлением в топливо америция и нептуния.

С учетом завершения в 2014 г. строительства на ФГУП ГХК второго пускового комплекса по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 на предприятии создается уникальный единый технологический центр по обращению с ОЯТ, обладающий удобной логистикой в пределах одной производственной площадки, исключающий несанкционированное распространение ядерных материалов, позволяющий реализовать обращение со всей номенклатурой ОЯТ тепловых реакторов.

В настоящее время в России реализуется концепция радиационно-миграционной эквивалентности. В основу концепции заложен принцип обеспечения естественной безопасности. Принцип обеспечения естественной безопасности при обращении ОЯТ и РАО имеет специфику, связанную с тем, что в процессе переработки ОЯТ происходит перевод радионуклидов, образовавшихся в процессе эксплуатации ядерного реактора, в химические формы, резко увеличивающие риск их эмиссии в окружающую среду. Это требует проведения комплекса мероприятий по созданию многобарьерной системы технологической защиты от попадания нуклидов в природные экосистемы. Второй особенностью является наработка реактором долгоживущих радионуклидов, не предполагаемых к дальнейшему использованию в ядерном топливном цикле и требующих геологически длительного безопасного хранения (захоронения). При этом для

соблюдения природного радиационного баланса Земли необходимо, чтобы количество активности, извлекаемой из недр для производства энергии (природного урана и сопутствующих элементов), соответствовало активности, подлежащей захоронению в приемлемый срок. В этом состоит суть принципа радиационно-миграционной эквивалентности. Это требует разработки соответствующих композиций и инженерных барьеров для фиксации различных категорий нуклидов и обоснования геологической среды длительного хранения и, главное, вовлечения Pu, Np и Am в топливный цикл. Отработанные на опытно-демонстрационном энергокомплексе технологии станут прообразом промышленного энергокомплекса.

Представление о радиационной эквивалентности (РЭ) сырья и захораниваемых отходов было развито в конце девяностых годов группой сотрудников НИКИЭТ. РЭ является, с одной стороны, количественной и качественной мерой приемлемости ядерной энергетической технологии, а с другой стороны, служит инструментом выбора требований к ЯТЦ конкретной ядерной технологии. Использование представления о РЭ дает возможность сделать интегральную комплексную оценку ЯТЦ в целом и на отдельных стадиях, внести коррективы в требования к технологиям и сбалансировать технологический цикл, т.е. достижение радиационной эквивалентности сырья и РАО, подлежащих захоронению, определяет наиболее общий уровень гармонизации технологий ЯТЦ. РЭ радиоактивных отходов, образующихся от работы топлива в реакторе и направляемых на захоронение, и сырья, пошедшего на изготовление этого топлива, означает равенство радиологического воздействия на биосферу названных отходов и сырья (руды). В наиболее очевидном варианте под РЭ понимается равенство между активностью добытого урана и активностью направляемых на захоронение РАО с учетом особенностей биологического воздействия излучений нуклидов отходов, а также с учетом удержания нуклидов в матричных формах РАО и различия в подвижностях радионуклидов в геологической среде.

Реализуемая с начала 2010-х гг. в России технология проекта «Прорыв» объединяет пирохимический метод переработки с экстракционной (ТБФ) очисткой продуктов пирохимии (РН-процесс).

Процесс предполагает первичную очистку компонентов ОЯТ короткой выдержки с невысокими коэффициентами очистки, ~ 100, с последующей глубокой очисткой ДМ и фракционированием ВАО.

Проект предусматривает использование высокоплотного смешанного нитридного топлива (СНУП) в реакторе с естественной безопасностью и пристанционный цикл переработки, фабрикации и рефабрикации топлива.

ЗЯТЦ с РБН обеспечивает:

- отсутствие накопления отработавшего ядерного топлива (ОЯТ);
- дожигание минорных актиноидов (МА) для перехода к обращению с радиоактивными отходами (РАО), основанного на принципах радиационно-эквивалентного захоронения РАО;
- технологическую поддержку режима нераспространения;
- конкурентоспособность с другими крупномасштабными энерго-технологиями.

Для промышленного освоения ЗЯТЦ РБН на основе плотного СНУП-топлива в рамках проектного направления «Прорыв» на площадке АО «СХК» создается опытно-демонстрационный энергетический комплекс (ОДЭК) в составе энергоблока с реактором БРЕСТ-ОД-300 (*быстрый реактор естественной безопасности*) со свинцовым теплоносителем и замыкающий ядерный топливный цикл пристанционного завода, который включает в себя модуль фабрикации/рефабрикации (МФР) СНУП-топлива и модуль переработки (МП) ОЯТ (рис. 10.1).

В рамках проекта «Прорыв» разработаны и опробованы технологии группового разделения трансураниевых и трансплутониевых элементов, в настоящее время рассматривается экстракционная система N, N, N', N'-тетра-октилдигликольамид – метанитробензотрифторид. В 2017–2018 гг. проведены «горячие» динамические испытания технологии выделения америция и кюрия из реальных высокоактивных отходов данной системой, и достигнуто извлечение америция более 99,9 %.



Рис. 10.1. Концепция пристанционного ЗЯТЦ

На опытно-промышленной установке ПО «Маяк» проведена проверка основанной на использовании сульфокатионитов технологии выделения кюрия и америция из концентрата редкоземельных и трансплутониевых элементов, полученного из рафината экстракционной переработки отработавшего ядерного топлива ВВЭР-440. На аффинажной стадии при использовании в разделительных колоннах катионита Токем-308 зерна 220 мкм было выделено около 14 г кюрия, из которых 9 г – фракция кюрия – америция менее 6 % по активности. В смешанной фракции кюрия – америция содержалось примерно 4,6 г кюрия и около 40 г америция. Во фракции америция содержание кюрия составило менее 0,8 % по массе, а  $^{154}\text{Eu}$ ,  $^{155}\text{Eu}$  – менее 0,1 % по активности.

До начала 2010-х гг. на ПО «Маяк» осуществляли выделение нептуния из ОЯТ, который хранился в виде нитратного раствора в специальных емкостях. Однако отсутствие потребителя этого продукта и затраты от его хранения вынудили предприятие отказаться от его выделения, и в настоящее время нептуний поступает на остек-

ловывание. Решение проблемы нептуния, который в спектре быстрых нейтронов является делящимся материалом, возложено на ОДЭК.

Россия – единственная в мире страна, реализовавшая на практике двухкомпонентную (*double strata*) ядерную энергетику. Двухкомпонентная структура предполагает производство электроэнергии (тепла) в реакторах на тепловых нейтронах на нижнем уровне и производство энергии с одновременной трансмутацией долгоживущих радионуклидов в реакторах на быстрых нейтронах – на верхнем [80].

Меняется подход и к самой трансмутации – долгоживущие радионуклиды рассматриваются не только как источник радиоактивности, но и как генераторы остаточного тепла, которое необходимо отводить при временном контролируемом хранении отвержденных РАО. Эта проблема уже возникла при рассмотрении технологий обращения с РАО на ОДЦ [81, 82]. Отходы необходимо хранить в контролируемых условиях теплоотвода в течение продолжительного периода времени. В число теплогенерирующих радионуклидов попал цезий. Хотя изотоп  $^{137}\text{Cs}$  обладает средним периодом полураспада (30,17 лет), но он выделяет 1175 кэВ энергии и хранить его в контролируемых условиях придется 300 лет, что вносит коррективы в технологию фракционирования ОЯТ, предусматривающую его выделение для раздельного хранения от основной массы РАО или трансмутации.

Если для трансмутации ДПД ( $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$ ) предполагается использование мишени-вставки с гидридным конвертором быстрых нейтронов в нейтронный тепловой поток с высокой плотностью непосредственно в реакторе на быстрых нейтронах [8], то для трансмутации америция и цезия дополнительно рассматриваются варианты непосредственного сжигания в реакторах на быстрых или тепловых нейтронах [83].

Пересматриваются подходы к технологиям фракционирования [84], что связано с выделением и отдельным обращением с теплогенерирующей фракцией радионуклидов [85]. Предпринимаются попытки сократить издержки на переработку за счет выделения этой фракции на головных операциях с использованием так и не доведен-

ной до промышленной эксплуатации высокотемпературной обработки ОЯТ, и ее исключения из состава операций по обращению с ВАО от экстракционного передела [86].

В целях сокращения объема отходов на конечных операциях переработки вновь возник интерес к прямому получению оксидов актинидов непосредственно из нитратных растворов плазмохимическими методами, частности с использованием микроволнового нагрева [87]. Еще более амбициозной задачей было бы прямое получение нитридных топливных порошков на этой операции.

Отрасль пользуется государственной поддержкой, и перспективы ее развития излагаются в «Стратегии развития ядерной энергетики России» на определенные периоды времени, изменения и дополнения к которой утверждаются Правительством РФ [88]. Документ содержит оценку состояния ядерной энергетики в разных странах, которая представлена далее, и прогноз ее развития в России.

В соответствии с долгосрочной перспективой развития, реакторы на тепловых нейтронах будут в течение достаточно длительного времени сосуществовать с реакторами на быстрых нейтронах, в том числе с энергокомплексами с пристанционным циклом переработки. При этом реакторы ВВЭР-440 и РБМК будут выводиться из эксплуатации по достижению срока их службы. Выбывающие мощности будут компенсироваться реакторами ВВЭР-ТОИ и атомными станциями малой мощности (АСММ), по типу ПАЭС «Академик Ломоносов», или реакторов РИТИМ (*реактор интегрированный транспортный морской*) и СВБР (*свинцово-висмутный быстрый реактор*). Постепенно ядерная энергетика будет смещаться в сторону быстрых энергокомплексов БР-1200 (БН-1200) с самообеспечением топливом, которые будут замещать реакторы на тепловых нейтронах, становясь основой широкомасштабной ядерной энергетики. Реакторы на тепловых нейтронах, которые в данном контексте выполнят роль временного этапа развития ядерной энергетики, вовсе не исчезнут, а возьмут на себя роль транспортных энергетических установок или станций, обслуживающих труднодоступные районы.

### 10.3. Великобритания

Ядерная энергетика в Великобритании производит 20 % электроэнергии страны по состоянию на 2020 г. Страна располагает 15 действующими ядерными реакторами в семи местах (14 усовершенствованных реакторов с газовым охлаждением (AGR) и один реактор с водой под давлением (PWR)), а также ядерными заводами по переработке в Селлафилде (*Sellafield*) и объектом управления отходами (*TMF – Tailings Management Facility*), эксплуатируемым Urenco в Кейпенхерсте (*Capenhurst*). Первая АЭС в Великобритании Колдер Холл (*Calder Hall*) была построена в 1956 г. в Уинскейле (в настоящее время Селлафилд) и стала первой в мире атомной электростанцией, которая экспортировала электроэнергию в коммерческих масштабах в сеть общего пользования.

Построенный реактор MAGNOX являлся двухцелевым: он производил электроэнергию и оружейный плутоний. Название реактора произошло от магний-алюминиевого сплава (*Magnox – магний неоксидированный*), из которого изготовлен твэл реактора. В качестве топлива реактор использует природный металлический уран, замедлителя – графит, теплоносителя – диоксид углерода.

Отработавшее топливо реактора MAGNOX перерабатывалось на заводе в Селлафилде, который действовал с 1964 по 2022 г. За время своего существования завод переработал более 55 тыс. т ОЯТ из 11 британских реакторов, а также топлива MAGNOX из Италии и Японии.

На основе реактора MAGNOX был разработан улучшенный реактор AGR (*Advanced Gas Reactor*), который сохранил графитовый замедлитель и CO<sub>2</sub> теплоноситель, но увеличил свою мощность с 200 до 1500 МВт. Чтобы достичь этих параметров, пришлось пойти на радикальные изменения в конструкции топливного элемента. Топливо заменено на диоксид урана, таблетки из которого помещены в тонкостенные трубки из нержавеющей стали. Такая оболочка является сильным поглотителем нейтронов, по сравнению со сплавом Magnox. Поэтому пришлось пойти на обогащение урана в топливе до 2,3 % <sup>235</sup>U.

Первый прототип AGR был запущен в 1963 г., но первый коммерческий – только в 1976 г. В общей сложности 14 реакторов были построены на шести объектах с 1976 по 1988 г.

В 1979 г. началось строительство завода THORP (*Thermal Oxide Reprocessing Plant*) мощностью 900 т/г. для переработки оксидного топлива реакторов AGR, а также топлива зарубежного происхождения, в основном из Германии и Японии. Завод был введен в эксплуатацию в 1997 г., а уже в 1998/99 гг. начались технические проблемы, связанные с утечками высокорadioактивных растворов.

В 2005–2005 гг. произошла крупнейшая утечка ~ 83 м<sup>3</sup> раствора после растворения топлива, который оценочно содержал 20 т урана и 160 кг плутония. Инцидент был классифицирован как третий уровень по шкале INES (*International Nuclear Event Scale*), которая разработана Международным агентством по атомной энергии (*IAEA – International Atomic Energy Agency*) в 1988 г. и с 1990 г. использовалась в целях единообразия оценки чрезвычайных случаев, связанных с аварийными радиационными выбросами в окружающую среду на атомных станциях, а позднее стала применяться ко всем установкам, связанным с гражданской атомной промышленностью.

14 ноября 2018 г. было объявлено, что операции по переработке в THORP завершились после выполнения всех существующих контрактов на переработку. Он переработал 9 331 т отработанного ядерного топлива от 30 клиентов в девяти странах. До 2070-х гг. объект будет использоваться для приема и хранения отработавшего ядерного топлива.

Концепция программы GCFR (*Gas Cooled Fast Reactor*) предполагает использование для трансмутации Pu и MA газоохлаждаемых реакторов, которые составляют основу атомной энергетики Великобритании. В данном случае используется реактор, работающий в быстром спектре нейтронов. Для трансмутации минорных актинидов предполагается использовать сборки с нитридами MA в инертной матрице (~ 25 %) из нитрида циркония или в виде смешанной композиции (MA, Zr, Pu)N.

## 10.4. Франция

Атомная энергетика во Франции вырабатывает 70,6 % электроэнергии от общего энергобаланса. По состоянию на июль 2020 г., Франция имеет 56 действующих промышленных ядерных реакторов суммарной мощностью 61,4 ГВт. По количеству вырабатываемой атомными электростанциями энергии Франция занимает второе место в мире, а по доле атомной энергетике – первое место в мире.

Франция является крупнейшим экспортером электроэнергии в мире. Страна имеет опыт эксплуатации быстрых реакторов Rapsodie (1967 г.), Phenix (1973 г.) и, к сожалению, негативный, Superphenix. После пуска реактора в 1986 г., и целого ряда серьезных инцидентов, он был закрыт в конце 1998 г.

После нефтяных кризисов 1973 и 1979 гг. во Франции была реализована программа массового промышленного внедрения реакторов второго поколения типа PWR (*Pressure Water Reactor*), в результате сегодня 58 таких установок, эксплуатируемые компанией EDF (фр. *Électricité de France*), дают 80 % производства электроэнергии в стране. Обращение с ОЯТ и его переработка были внедрены во Франции с самого начала развития атомной энергетике. Установка UP1 в Маркуле (*Marcoule*) была введена в эксплуатацию в 1958 г., UP2 в Ла Аге – в 1966 г. В 1980–1990-х гг. спроектированы и внедрены промышленные мощности с применением современных технологий: установки UP3 (800 т/г. по тяжелым металлам (ТМ), введена в эксплуатацию в 1990 г.) и UP2-800 (800 т/г., 1994 г.) в Ла Аге и установка Мелокс (*Melox*) в Маркуле для производства МОКС-топлива. Изначальная мощность последней установки составляет 100 т/г. по ТМ, ее эксплуатация начата в 1995 г., в настоящее время разрешенная мощность повышена до 195 т/г. по ТМ.

Именно во Франции впервые была разработана и освоена технология производства МОКС-топлива, что позволило создать уникальное направление атомного бизнеса, аналогов которому пока нет ни в одной другой стране. Созданный на мысе Ла Аг промышленный комплекс из связанных между собой заводов UP2 и UP3 способен перерабатывать до 1400 т ОЯТ в год, такой производительности до-

статочно не только для потребностей самой Франции, но и для оказания услуг по переработке другим странам. Алгоритм выглядит следующим образом: после переработки ОЯТ заказчик получает МОКС-топливо, которое можно использовать в реакторах PWR и BWR, и забирает радиоактивные отходы (РАО), образующиеся при переработке ОЯТ и формировании МОКС-топлива.

Самая известная авария на АЭС Маркуль произошла 12 сентября 2011 г. Произошел взрыв в печи, используемой для расплава металлических слаборадиоактивных отходов. При взрыве пострадали четверо от ожогов расплавленным металлом, один человек погиб. Существовал риск утечки радиации, позднее он не подтвердился.

После неудач в технологии быстрых реакторов Франция выдвинула программу RCB (*Reactor with Compensated Beta*). Программа является разновидностью концепции ADS. Основой концепции является реактор, управляемый ускорителем за счет ввода пучка протонов в его центральную часть, заполненную свинцом. Принципиальное отличие от рассмотренных ранее концепций АТW заключается в том, что подкритичность активной зоны реактора крайне мала ( $k_{эф} = 0,997$ ) и поддерживается измерением нейтронного потока реактора и соответствующей корректировкой тока ускорителя и испускаемого им потока протонов. Таким образом, по сути, установка является быстрым реактором, работающим на МОКС-топливе, а трансмутация минорных актинидов и долгоживущих продуктов деления осуществляется в специальных мишенях, размещаемых в соответствующих местах активной зоны. Переработка топлива и мишеней проводится гидрометаллургическими методами, широко развитыми во Франции.

## 10.5. Бельгия

Бельгия была одной из немногих стран с заметным запасом урановых руд, обнаруженных в 1913 г. в бельгийской колонии Катанга (*État du Katanga*; тогда – Бельгийское Конго), которые США использовали для реализации Манхэттенского проекта в 1942 г. В течение следующего десятилетия Бельгия через свою колонию была одним из основных поставщиков урана в США. Эти торговые отношения

привели к тому, что Бельгии был предоставлен доступ к ядерным технологиям в гражданских целях.

Первая коммерческая атомная электростанция – Доел 1 (*Doel 1*), была введена в эксплуатацию в 1974 г. В течение следующих десяти лет к сети были подключены еще шесть реакторов. Планы строительства восьмого реактора были отменены. На сегодня Бельгия получает порядка 40 % всей нужной электроэнергии от АЭС, занимая четвертое место в мире после Франции, Словакии и Украины с наибольшей долей атомных ресурсов в энергетическом секторе. При этом более 50 % из этой электроэнергии вырабатывается всего двумя атомными станциями Doel и Tihange, на которых и расположены семь атомных реакторов.

В рамках сотрудничества с США, которые предоставили этой стране оружейный плутоний, было налажено производство MOX-топлива. Впервые в мире MOX-кассета была загружена в энергетический легководный реактор BR-3 в 1963 г. именно в Бельгии. В рамках программы реорганизации энергетического комплекса страны Бельгии, вероятнее всего, все-таки решится на закрытие атомных электроэнергетических станций до 2025 г.

В настоящее время Бельгия готовится внести свой вклад в исследование реакторов поколения IV в рамках проекта MYRRHA. Концепция программы MYRRHA (*Multi-purpose Hybrid Research Reactor for High-tech Application*) включает классический реактор ADS со свинцово-висмутовой мишенью, окруженной многофункциональным бланкетом с секциями, используемыми для таких целей, как исследование материалов, поведения топлива, производства радиоизотопов, а также трансмутации МА.

Активная зона включает центральную часть с быстрым спектром и сборками, охлаждаемыми жидким сплавом Pb–Bi и окружающую ее 46 периферийную часть с тепловым спектром нейтронов. В качестве топлива используются смешанные оксиды с содержанием плутония 20 и 30 %. Активная зона содержит каналы, предназначенные для облучения мишеней.

## 10.6. Канада

Атомная энергетика Канады вырабатывает 14,6 % электроэнергии в стране. По состоянию на март 2018 г., в Канаде действуют 19 АЭС суммарной мощностью 13,5 ГВт. По количеству вырабатываемой атомными электростанциями энергии Канада занимает седьмое место в мире. В стране находятся большие залежи урановых руд, и Канада много лет является лидером по добыче урана с мировой долей около 22 %. Особенностью ядерной энергетики Канады является использование тяжеловодных реакторов собственной разработки – CANDU (*Canada Deuterium Uranium*), работающих на природном уране.

Физика этих реакторов такова, что делящийся изотоп природного урана ( $^{235}\text{U}$ ) сжигается практически до нуля (остаточное содержание порядка 0,04 % при исходном содержании в природном уране 0,72 %). Это делает переработку ОЯТ этих реакторов бессмысленной с точки зрения рецикла делящегося материала, если не извлекать плутоний (что и делалось в военных целях на начальных этапах). Легководные реакторы используют топливо с содержанием  $^{235}\text{U}$  3,5–4 %, при этом его остаточное содержание в ОЯТ составляет около 1 %. Именно это обстоятельство определило широкий экспортный потенциал реакторов CANDU. Некоторые страны использовали этот тип реакторов для окончательной утилизации ДМ после выгрузки ОЯТ из легководных реакторов.

Существует два основных типа реакторов CANDU: оригинальная конструкция мощностью около 500 МВт, предназначенная для использования в многореакторных установках на крупных заводах, и усовершенствованный CANDU 6-го класса мощностью 600 МВт, предназначенный для использования в отдельных автономных установках или в небольших многореакторных АЭС. Блоки CANDU-6 были построены в Пакистане, Аргентине, Южной Корее, Румынии и Китае. Единственный образец конструкции, отличной от конструкции CANDU-6, был продан Индии. К началу 2000-х гг. перспективы продаж оригинальных разработок CANDU уменьшились из-за появления новых разработок других компаний.

## 10.7. Федеративная Республика Германия

Германия имеет три АЭС общей мощностью 4 ГВт и по состоянию на 2020 г. производила 11,3 % электроэнергии в стране. Первая коммерческая станция с реактором кипящего типа мощностью 15 МВт была построена в г. Каль (нем. *Versuchsatomkraftwerk, Kahl, IAK*) и подключена к сети в 1961 г. Станция остановлена в 1985 г. Всего в период с 1957 по 2004 гг. в Германии было запущено около 110 ядерных установок, включая исследовательские реакторы.

История развития и заката ядерной энергетики в Германии носит драматический характер, что связано с ее разделением на две части после Второй мировой войны. Страна обладала существенными запасами урана, но они находились в восточной части (ГДР) и к моменту ее воссоединения были практически исчерпаны.

Источником урановой руды для ФРГ (западная часть) стали Канада, Австралия и Нигер. Гексафторид урана производился в Канаде, Франции и Великобритании. Обогащение по урану-235 поначалу осуществлялось также за рубежом, но со временем это производство было освоено в ФРГ. Изготовление топлива (таблетки диоксида урана, твэлы) немцы осуществляли сами. Будучи зависимыми от зарубежной урановой руды немцы активно работали над замыканием ядерно-топливного цикла. Предполагалось на заводах Франции и Великобритании извлекать плутоний из отработавшего ядерного топлива германских АЭС и использовать его для производства уран-плутониевого топлива. Концерн Сименс (нем. *Siemens*) даже начинал такое производство.

С 1971 по 1990 г. в исследовательском центре Карлсруе работал опытный завод WAK (нем. *WeiderAufarbeitung Karlsruhe*), на котором отработывалась переработка ОЯТ легководных реакторов. Важная роль в замкнутом ядерно-топливном цикле отводилась реакторам на быстрых нейтронах.

Первый и единственный в Германии быстрый натриевый реактор SNR-300 был построен в 1985 г. недалеко от г. Калькар (нем. *Kalkar*), Северный Рейн-Вестфалия (нем. *Nordrhein-Westfalen*). Но его ждала печальная участь. Энергоблок строился 13 лет, из которых на четыре

года работы прекращались из-за протестов общественности. Его стоимость составила 3,5 млрд евро, однако он не проработал ни дня.

После вхождения ГДР в состав ФРГ в 1990 г. начались ожесточенные дискуссии о дальнейшем развитии атомной энергетики, поскольку обе страны уже имели парк реакторов, построенных при содействии США для ФРГ и СССР для ГДР. При этом если ФРГ разрабатывала собственный ЗЯТЦ, то ГДР ориентировалась на поставку топлива и возврат ОЯТ в СССР.

Споры об отказе от атомной энергетики в Германии не утихали в течение нескольких десятилетий. Дискуссия обострилась в 2011 г. после аварии на АЭС Фукусима-1, а 6 июня 2011 г. на правительственном уровне было принято решение об отказе от производства ядерной энергии. На момент принятия решения остались работать девять энергоблоков атомных электростанций, которые были до конца 2022 г. постепенно закрыты.

## 10.8. Япония

До катастрофы на Фукусиме (март 2011 г.) Япония располагала 54 действующими атомными реакторами (третье место в мире после Франции и США и первое в Азии). АЭС Японии вырабатывали около 30 % электроэнергии страны. После Фукусимской катастрофы работа всех 47 японских АЭС была постепенно приостановлена для проверок и модернизации; последний действующий реактор был остановлен в мае 2012 г. После этого работали некоторое время лишь два блока (с июля по сентябрь 2013 г.).

Первая атомная электростанция в Японии АЭС Токай (*Tokai-Mura*) с реактором типа MAGNOX была построена британской компанией GEC (*General Electric Company*) и введена в эксплуатацию в 1966 г. В 2011 г. АЭС была полностью демонтирована.

В 1970-х гг. в сотрудничестве с американскими компаниями были построены первые легководные реакторы. Эти установки были куплены у таких американских поставщиков, как Генерал электрик (*General Electric*) и Вестингауз (*Westinghouse*). Преимущественно это

были реакторы кипящего типа (*BWR, Bouling Water Reactor*). Атомная энергетика Японии, по итогам 2020 г., выработала 5,1 % электроэнергии в стране.

В Японии были разработаны технологии переработки и рециклирования отработавшего ядерного топлива легководных реакторов (*LWR*). Перерабатывающий завод Токай (*Tokai Reprocessing Plant – TRP*), чья производительность составляет 0,7 т ТМ/день, был введен в эксплуатацию в 1981 г. и около 1140 т ТМ образующегося отработавшего топлива было переработано на TRP.

Перерабатывающий завод Роккашо (*Rokkasho Reprocessing Plant – RRP*), чья производительность составляет 800 т ТМ/г., был построен и почти закончен финальный тест завода, так называемый активный тест. Оба завода основаны на процессе восстановительной экстракции урана и плутония (*PUREX*). Завод по производству смешанного оксидного топлива находится в стадии строительства. Это место, где будет изготавливаться уран-плутониевое МОКС-топливо для *LWR*.

Для систем цикла быстрого реактора в 1999–2006 гг. была создана программа исследования возможностей по коммерциализации систем цикла быстрого реактора для оценки широкого круга усовершенствованных технологий, связанных с переработкой и изготовлением топлива для систем топливного цикла *FR*. Программа исследования возможностей пришла к заключению, что наиболее обещающей концепцией была комбинация охлаждаемых натрием *FR* на оксидном топливе с усовершенствованной водной переработкой и упрощенным изготовлением таблеточного топлива, и что альтернативой была система пирохимической переработки с металлическим топливом.

Следуя программе исследования возможностей, в 2006 г. начался проект развития технологий системы цикла быстрого реактора (*Fast*), где система усовершенствованной водной переработки с *MOX*-топливом, совместно с реакторной системой и технологией изготовления топлива, была разработана Японским агентством по атомной энергии (*Japan Atomic Energy Agency – JAEA*). Система пирохимической переработки с металлическим топливом разрабатывалась, в основном, Центральным исследовательским институтом

электроэнергетической промышленности (*Central Research Institute of Electropower Industry – CRIEPI*).

Однако 11 марта 2011 г. произошло Великое восточно-японское землетрясение, сопровождавшееся цунами, которое вызвало крупнейшую аварию на атомной электростанции Фукусима Дайичи (*Fukushima Daiichi*), принадлежащей Токийской электроэнергетической компании (*Tokio Electropower Company – TEPCO*). Последствия аварии были настолько сильными, что была основана новая система регулирования ядерной безопасности, и базовый энергетический план был пересмотрен правительством Японии.

Помимо создания новой системы ядерного регулирования и пересмотра базового энергетического плана из-за последствий крупнейшей аварии на атомной электростанции Фукусима Дайичи, как сказано выше, почти вся деятельность по исследованию и разработке технологий усовершенствованного ядерного топливного цикла была остановлена с момента аварии.

В апреле 2014 г. правительство Японии создало новый базовый энергетический план, который устанавливает направления японской средне- и долгосрочной энергетической политики. План ясно указывает на необходимость продолжать программу рециклирования ядерного топлива, где поддерживается переработка отработавшего топлива и использование рециклированного плутония. Для достижения этой цели рециклирования ядерного топлива завершение лицензирования RRP должно быть продолжено и необходимо создание завода по изготовлению MOX-топлива и Центра хранения рециклируемого топлива.

В Японии 47 элементов, включая 17 РЗЭ, относятся к категории редких металлов (РМ). Концепция оптимизации рециклированием полезных элементов ORIENT (*Optimization by Recycling Instructive Elements*) исходит из того, что редкометалльные продукты деления (РМПД) являются не отходами, а потенциальными ресурсами. Такие нерадиоактивные или слаборадиоактивные РМПД, как Мо, РЗЭ (La, Nd, Dy), и металлы платиновой группы (МПГ) должны быть продуктами ORIENT цикла. МПГ (Ru, Rh, Pd), выделяемые в ядерном топливном цикле, могли бы потенциально покрыть риск обеспечения Японии природными ресурсами этих металлов.

Проект усовершенствованного топливного цикла Adv.-ORIENT (ORIENT в переводе с английского означает «восточный») нацелен на утилизацию редкометалльных продуктов деления РМПД, последующую минимизацию радиоактивных отходов и снижение их радиотоксичности.

Более поздняя версия – Apres ORIENT, предполагает расширенную трансмутацию радиоактивных ПД и производство вторичных РМПД в реакторах. Концепция рассматривает реакторную трансмутацию пар  $Pr \rightarrow Nd$ ,  $Tb \rightarrow Dy$ ,  $Tc \rightarrow Ru$  и  $Rh \rightarrow Pd$  как ключевую задачу обеспечения экономики вторичными металлами. В этом плане критериями концепции являются: удовлетворительные показатели коэффициентов трансмутации ( $> 1\%/г.$ ), снижение радиоактивности ( $< 1/100$ ) и радиоактивных свойств продукта ( $< 5$  лет периода снижения до уровня вмешательства). Долгоживущие актиниды, ДПД и высокорadioактивные РМПД должны быть сожжены в цикле реактора БР. При этом будет генерироваться минимальное количество короткоживущих радиоактивных отходов. ORIENT цикл может использовать природные радиоактивные материалы (U, Th) для утилизации отходов.

Для реализации концепции необходимо обеспечить высокие коэффициенты разделения: 99,9 % для всех An и 90 % для РЗЭ от ВАО. Высокая чистота конечных продуктов обязательна для утилизации РМПД, в то время как низкая очистка актинидов не требуется при их сжигании в быстрых реакторах.

Концепция BARS (*BWR with an Advanced Recycle System*), разрабатываемая корпорацией Тошиба (*Toshiba*), предполагает использование для трансмутации реактора кипящего типа, позволяющего обеспечить быстрый спектр нейтронов. Активная зона реактора состоит из нормальных сборок и укороченных, имеющих газовую полость, заполненных смешанным оксидным уран-плутониевым топливом (14 и 17 % Pu), содержащим МА и РЗЭ.

Концепция предполагает пирохимическую переработку ОЯТ реактора в расплавах хлоридных солей с последующим изготовлением топливной композиции методом виброуплотнения и ее рециклом в реактор BWR.

## 10.9. Республика Корея

В промышленных масштабах производство атомной энергии в Южной Корее началось с пуском энергоблока Кори-1 (*Kori-1*) с реактором типа PWR (*Pressure Water Reactor*) в 1978 г., построенным компанией Вестингауз (*Westinghouse*). В дальнейшем было построено еще семь энергоблоков и к 2019 г. суммарная установленная мощность АЭС Кори достигла 7,8 ГВт, сделав ее самой мощной атомной электростанцией в мире.

Первое поколение атомных энергоблоков в Южной Корее было построено почти полностью иностранными подрядчиками. С тех пор южнокорейская промышленность существенно продвинулась. Была разработана Корейская стандартизированная атомная электростанция (*Korean Standard Nuclear Plant, KSNP*), которая вобрала в себя черты американского реактора AP-1400.

С 1995 г. атомные станции в Южной Корее строились с использованием не менее 95 % местных технологий. Сегодня конструкции АЭС Южной Кореи стоят среди наиболее эффективных и передовых в мире. Реактор APR-1400 имеет на 40 процентов большую установленную мощность, чем предыдущие модели, и множество новых функций безопасности. АЭС Южной Кореи в настоящее время работают с коэффициентом установленной мощности (*КИУМ*) 93,4 %, что выше, чем КИУМ станций США (89,9 %), Франции (76,1 %) и Японии (59,2 %). Южнокорейские АЭС постоянно демонстрируют самую низкую частоту аварийных отключений в мире; этот рекорд в значительной степени обусловлен высоко стандартизированными конструкцией АЭС и операционными процедурами.

В начале 2010 г. Южная Корея выиграла свой первый экспортный заказ – четыре реактора APR-1400 для Объединенных арабских эмиратов (ОАЭ). Южная Корея стремится экспортировать свои ядерные технологии с целью экспорта 80 ядерных реакторов к 2030 г. Заинтересованность в приобретении корейских АЭС выразили Иордания, Малайзия, Турция, Индия и КНР.

В пик своего развития атомная энергетика Республики Корея производила 31 % от общего производства энергии в стране (2012 г.) с планами ее расширения до 56 % к 2020 г.

В 1991 г. Корейский исследовательский институт атомной энергии (*Korean Atomic Research Institute, KAERI*) подписал соглашение о сотрудничестве с Канадской королевской корпорации AECL (*Atomic Energy of Canada Ltd.*) с целью изучения возможностей технологии DUPIC (*Direct Use PWR in CANDU*) для дожигаания ОЯТ корейских реакторов APR. Отдельной стороной в соглашении выступает госдепартамент США, так как топливо для легководных реакторов Южной Кореи поступает из Америки.

Технология DUPIC предполагает прямое использование топлива реакторов PWR в реакторе CANDU. В основе технологии DUPIC лежит AIROX-процесс.

Для этого ТВС реактора разделяются механически, топливные таблетки окисляются в течение 5 ч при температуре 500 °С, что приводит к конверсии  $UO_2$  в  $U_3O_8$ . Далее производится три последовательных цикла окисления и восстановления (в атмосфере 4 %  $H_2/Ar$ ), после чего производится изготовление топливных таблеток по спецификациям реакторов CANDU. В качестве исходного материала для первых экспериментов брались кассеты с блока Кори-1 с реактором PWR, выгруженные в 1986 г. и имевшие среднюю глубину выгорания 27300 МВт·сут/т. Изготовленное топливо DUPIC загружалось в четыре реактора CANDU, имеющих в Южной Корее.

Установка переработки DUPIC топлива (*DFDF, DUPIC Fuel Development Facility*) является установкой в горячих камерах для обращения с топливом DUPIC. Она имеет десять рабочих окон и работает в воздушной атмосфере. Она была сконструирована в 1999 г. и работала с 2006 г. для изготовления таблеток/твэлов DUPIC с использованием отработавшего топлива PWR, включая сертификацию изготовления топлива DUPIC.

Облучательный тест топлива DUPIC, изготовленного на DFDF, был проведен на исследовательском реакторе HANARO (*High-Flux Advanced Neutron Application Reactor*).

Корейский научно-исследовательский институт атомной энергии разрабатывает технологию пиропереработки ОЯТ с 1997 г., а с 2006 г. проводит разработку базовой концепции, выполняет стендовые испытания и демонстрацию технологии в лабораторном и опытно-промышленном масштабе.

Концепция основывается на процессе пирохимической переработки (аналогично разработанному в ANL) и включает: предварительную обработку (снятие оболочки, волоксидацию и обжиг), электровосстановление, электрорафинирование (включая регенерацию урана), электроосаждение и обращение с солевыми отходами.

Для этих целей в 2012 г. была сконструирована интегрированная неактивная тестовая установка пиропереработки PRIDE (*PyRprocess-integrated Inactive DEMonstration*).

Она имеет 17 окон и 17 посадочных мест для манипуляторов. PRIDE работает в среде аргона, для которого используется процесс очистки, чтобы сохранять такие свойства окружающей среды, как влажность и содержание кислорода ниже установленных пределов.

Установка PRIDE имела условную производительность 10 т/г. по имитаторам ОЯТ. Помимо разработки и испытания основного технологического оборудования на ней проходили испытания таких вспомогательных систем, как поддержание внутрикамерной атмосферы, транспортной системы, а также роботизированных комплексов по техническому обслуживанию оборудования [62].

По результатам эксплуатации установки PRIDE был спроектирован комплекс пирохимической переработки ОЯТ мощностью 250 т/г. AFC (*Advanced Fuel Cycle*), способный переработать большую часть корейских реакторов APR.

Южная Корея относится к числу немногих стран, имевших возможность осуществить замкнутый ядерный топливный цикл, однако к власти в 2017 г. пришло правительство, пессимистически настроенное по отношению к ядерной энергетике, и планы ее интенсивного развития были свернуты.

## **10.10. Китайская Народная Республика**

Китай – третья атомная держава по количеству ядерных реакторов в мире после США и Франции. По состоянию на декабрь 2019 г. в КНР функционируют 48 энергоблоков АЭС с установленной мощностью 45700 МВт, 12 энергоблоков АЭС мощностью 11155 МВт строятся. Планируется ввести в эксплуатацию 30 энергоблоков АЭС

мощностью 49750 МВт. Планы правительства закреплены в долгосрочной стратегии развития атомной энергетики 2014–2020 гг.

К концу 2020 г. планируемая суммарная мощность должна была составить 58 ГВт. Однако в апреле 2019 г. вице-председатель Совета по электроэнергетике КНР Вэй Шаофэн (*Wei Shaofeng*) объявил, что в 2020 г. планы будут скорректированы на мощность 53 ГВт. По прогнозам, в долгосрочной перспективе планируется расширить атомный парк до 120–150 ГВт.

На 2022 г. в Китае функционирует один завод по переработке ОЯТ – на площадке Цзюцюань (*Jiuquan*) в провинции Ганьсу (*Gansu*). Это опытный завод, его производительность по переработке до 50 т в год. Решение о его строительстве было принято в 1986 г., сооружение началось в 1998 г. и завершилось в 2005 г. Горячие испытания на заводе прошли только в 2010 г. На заводе Цзюцюань имеются два временных хранилища ОЯТ на 500 и 800 т. Первое из них, по некоторым данным, практически заполнено.

На площадке Цзиньта́ (*Jinta*) в провинции Ганьсу с 2015 г. сооружается более мощный завод по переработке ОЯТ. Его производительность – до 200 т в год. Емкость его временного хранилища – 1200 т. Ожидаемые сроки ввода завода в эксплуатацию – 2025 г. Ранее предполагалось, что завод будет строиться французской компанией Areva, переговоры с которой о строительстве в КНР промышленного завода зашли в тупик, а сама компания обанкротилась. В настоящее время строительство ведется корпорацией CNNC (*China National Nuclear Corporation*). Рядом на этой же площадке с 2018 г. ведется также сооружение демонстрационного МОХ-завода производительностью 20 т в год.

Доля атомной энергетики в энергобалансе Китая по выработке электроэнергии – 4,2 % (294,4 ТВт·ч), доля атомной энергетики по установленной мощности – 2,35 % (45,7 ГВт). В перспективе Китай рассматривает развитие быстрой энергетики, основываясь на опыте реактора CFER (*China Fast Experimental Reactor*), построенного при содействии России. В настоящее время планируется создание демонстрационного реактора CFR-600 в 2025–2030 гг., который будет мостом к коммерческому быстрому реактору в 2040–2050 гг.

В Китае национальная программа по быстрым реакторам является частью амбициозной цели – достичь доли атомной энергетики более 20 % к 2050 г. В долгосрочной перспективе Китай рассматривает возможность создания гибридного реактора, реализуя концепцию *Fusion-Fission Hybrid Reactor*.

Концепция нацелена на разработку гибридного реактора синтеза-деления, включающего активную зону, где происходит синтез элементов, и blanket, где протекает реакция деления.

Тритий-дейтериевая плазма активной зоны является мощным источником внешних нейтронов, которыми облучается свинец-литиевый blanket. В связи с этим данная концепция получила условное название AFDS (*Accelerator-based Fusion Neutron Source Driven Subcritical Fission System*), т.е. система является подкритичной, управляемой нейтронным источником синтеза. Среди ее преимуществ отмечается высокая степень трансмутации трансурановых элементов, так для легководных реакторов она составляет 1 ~ 3, для быстрых реакторов – 2 ~ 20, а для гибридной системы – 15 ~ 55.

### 10.11. Индия

Особенность ядерной энергетики Индии – наличие в стране значительных количеств монацита – ториевого сырья. В результате геологических изысканий урана, проведенных в 1950– 1960-х гг., оказалось, что залежи урана в Индии на тот момент были скромны по сравнению с другими государствами мира (53 тыс. т, из которых 30,67 тыс. т – разведанные запасы), в то же время запасы тория огромны – страна находится на втором месте в мире после Австралии по разведанным запасам данного элемента в объеме свыше 300 тыс. т. В связи с этим была разработана трехэтапная стратегия развития ядерного топливного цикла с вводом тяжеловодных реакторов на природном уране на первом этапе, реакторов на быстрых нейтронах, работающих на плутонии, полученном от реакторов первого поколения, с зоной воспроизводства на уране-238, либо на тории на втором этапе, за которым последует этап ввода реакторов на самоподдерживающемся Th –  $^{233}\text{U}$ -цикле.

Первый этап, включающий создание реакторов на тяжелой воде под давлением (*Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR*) и связанных с ними объектов ЯТЦ, уже реализован в промышленности. Данный тип реакторов позволяет оптимально использовать ресурсную базу Индии, так как тяжеловодные реакторы могут работать на природном уране, отсутствует необходимость строить промышленные мощности по обогащению или импортировать обогащенный уран. На данный момент в эксплуатации находятся 19 тяжеловодных реакторов суммарной установленной мощностью 4,7 ГВт (что составляет 69 % от всех АЭС Индии).

Помимо сооружения тяжеловодных реакторов первый этап программы развития также подразумевал строительство заводов по переработке ОЯТ для извлечения плутония и его последующего использования в реакторах на быстрых нейтронах, запланированных к развертыванию на втором этапе программы.

На данный момент в Индии эксплуатируется три радиохимических комплекса в Тромбее, Калпаккаме и Тарапуре (*Trombay, Kalpakkam, Tarapur*). Их суммарная производительность составляет около 110 т/г. Второй этап подразумевает широкое использование реакторов-размножителей на быстрых нейтронах (*Fast Breeder Reactor, FBR*), работающих на плутониевом топливе.

Они способны производить больше делящегося материала, чем потребляют. Изначально в зону воспроизводства таких реакторов помещается  $^{238}\text{U}$ , что позволяет увеличить запас  $^{239}\text{Pu}$  и, как следствие, расширить парк реакторов на быстрых нейтронах.

В дальнейшем в зону воспроизводства будет помещаться  $^{232}\text{Th}$  для наработки  $^{233}\text{U}$  для использования на третьем этапе программы.

На данный момент в Индии эксплуатируется один исследовательский реактор-бридер на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (*Fast Breeder Test Reactor, FBTR*). FBTR был введен в эксплуатацию в 1985 г. Проектная тепловая мощность реактора составляет 40 МВт.

За время эксплуатации в нем использовалось топливо различных типов: смешанное карбидное, МОКС, металлическое. Опыт, полученный при строительстве и эксплуатации FBTR, лег в основу прототипного быстрого реактора PFBR, разработанного в IGCAR

(*Indira Gandhi Centre for Atomic Research*) и находящегося в настоящее время на стадии строительства на площадке в Калпаккаме.

Переработка уран-плутониевого карбидного топлива, облученного в исследовательском реакторе FBTR, осуществляется на установке по переработке новых видов топлива (*Compact Reprocessing of Advanced Nuclear Fuels in Lead Shielded Facility, CORAL*).

Кроме того, в настоящее время ведется проектирование и сооружение демонстрационного завода (*Demonstration Fuel Reprocessing Plant, DFRP*) по переработке облученного карбидного и МОКС-топлива из PFBR и АНWR (*Advanced Heavy Water Reactor*).

На третьем этапе предполагается переход на ЯТЦ на основе Th-<sup>233</sup>U. Планируется, что будут использоваться уран-ториевые реакторы. первоначально в них будут загружать <sup>233</sup>U, полученный в других реакторах, и <sup>232</sup>Th.

Таким образом, по замыслу стратегов индийской атомной отрасли сочетание энергетических реакторов и соответствующих ЯТЦ всех трех этапов должно обеспечить долгосрочную энергетическую безопасность страны.

## 10.12. Пакистан

В настоящее время атомная генерация обеспечивает около 8 % энергобаланса Пакистана за счет пяти реакторов: четырех построенных CNNC (*China National Nuclear Corporation*) энергоблоков CNP-300 (*China Nuclear Plant*) на АЭС «Чашма» (*Chashma*) в Пенджабе (*Punjab*) и второго энергоблока АЭС «Карачи» (*Karachi*). Началом строительства АЭС «Карачи» стал 1966 г., а спустя пять лет станция дала первый ток. Первый реактор на станции относится к типу канадских реакторов CANDU, мощностью 137 МВт. Это первая атомная электростанция, построенная в мусульманской стране.

Общая суммарная мощность АЭС «Чашма» по состоянию на 2022 г. составляет 1330 МВт. Первый энергоблок станции «Чашма» был запущен в 2000 г., второй – в 2011, третий – в 2016, четвертый – в 2017 г.

В 2017 г. CNNC подписала соглашение о сотрудничестве с Комиссией по атомной энергии Пакистана о строительстве реактора

«Хуалун-1» (*Hualong One, Hualong-1, HPR1000* – китайский трех-петлевой водо-водяной реактор с водой под давлением) в качестве пятого энергоблока АЭС «Чашма».

Производство ядерного топлива ведется в Атомном центре Кундиан (*Kundian Nuclear Fuel Complex, KNFC*), недалеко от г. Исламабад (*Islamabade*), провинция Пенджаб. Комплекс выпускает топливные элементы для реакторов пакистанских АЭС, исследовательских реакторов Атомного центра Нелор (*Nilore*) и реакторов-наработчиков оружейного плутония Атомного центра Хушаб (*Khushab*), а также изделия из циркалоя и специальной стали. С целью обеспечения тепловыделяющими элементами АЭС Канупп (*KANUPP Nuclear Power Plant* – англ. аббревиатура от *Karachi Nuclear Power Plant*) в Атомном центре Кундиан организовано самостоятельное предприятие под контролем МАГАТЭ (*Nuclear Power Fuel for Kanupp, NPFK*) на территории АЭС Чашма. Производство элементов для центра в Хушабе, а также радиационно стойкого оборудования для других центров ПКАЭ ведется на Радиохимическом заводе Кундиан (*Kundian Chemical Industries, KCI*).

Небольшая (15000 ЕРР/г.) урановая центрифужная установка по обогащению урана в Кахуте (*Kahoot*) эксплуатируется KRL (*Kahoot Research Laboratory*) с 1984 г. и не имеет видимого использования в гражданских целях. Примерно в 1991 г. она была расширена втрое.

В стране действует один местный завод по переработке, построенный РАЕС (*Pakistan Atomic Energy Commission*) в Нилоре, известный как New Labs. Завод начал функционировать в начале 1980-х гг. и не находится под контролем МАГАТЭ. Ранее РАЕС заключила контракт с британской BNFL на установку по переработке, которая была закрыта в 1974 г. Второй завод по переработке ядерных материалов был также запущен РАЕС в 1976 г. в Чашме в соответствии с контрактным соглашением с Францией. Однако Франция аннулировала соглашение по этому заводу под влиянием США в августе 1978 г. В 2006 г. РАЕС приступила к эксплуатации еще одного завода по производству ядерного топлива – Пакистанского ядерного топливного комплекса (*PNPFC, Pakistan Nuclear Plant Fuel Complex*). В состав ядерного топливного комплекса входят заводы

химической обработки, завод по переработке ядерного топлива, завод по обогащению, завод по производству бесшовных труб, завод по производству топлива и установка для испытания ядерного топлива.

Действующая энергостратегия предусматривает дальнейший рост атомного парка до 8,8 ГВт(э) в 2030 г., что позволит обеспечить за счет АЭС до 6 % от общей генерации в Пакистане.

### 10.13. Иран

Ядерно-энергетическая программа Ирана имеет достаточно продолжительную и сложную историю. Ее развитию препятствовали различные политические и экономические потрясения: Исламская революция, Ирано-иракская война, выход зарубежных партнеров из совместных проектов, иностранные санкции и пр.

Иран вернулся к реализации ядерно-энергетической программы в 1990-х гг. в рамках сотрудничества с КНР и Россией. Блок «Бушер-1» («*Bushehr-1*») под реактор ВВЭР-1000 был запущен в 2011 г. при поддержке ГК «Росатом» с участием иранских специалистов. По состоянию на 2020 г. «Бушер-1» обеспечивал генерацию порядка 2 % электроэнергии страны. Иран планирует расширять свою ядерно-энергетическую программу.

В 2014 г. между Ираном и Россией был подписан межправительственный протокол к соглашению 1992 г., по которому стороны согласились сотрудничать в сооружении дополнительных четырех блоков с реакторами ВВЭР (с возможностью сооружения установок для опреснения морской воды) на площадке в Бушере, а также четырех аналогичных энергоблоков на другой площадке.

Помимо сотрудничества с Россией, в мае 2007 г. АЕОИ (*Atomic Energy Organization of Iran*) – Организация Ирана по атомной энергии – объявила о намерениях построить в Дарховине (*Darkhovin*) легководный реактор IR-360 иранского дизайна мощностью 360 МВт(э).

Деятельность Ирана в области ЯТЦ включает в себя разведку и добычу урана, производство  $U_3O_8$ , конверсию и обогащение урана, а также изготовление топлива (для ИР) и обращение с РАО. В 2004 г.

был запущен Конверсионный завод (*Uranium Conversion Facility, UCF*) в Исфаханском центре ядерных технологий (*Nuclear Technology/Research Center in Esfahan*). При строительстве завода использовалась документация, полученная от КНР в 1990-е гг. Завод находится под гарантиями МАГАТЭ. Номинальная мощность – 200 т ГФУ/г.

Иран – единственная страна ближневосточного региона, имеющая собственные разделительные мощности. Официально стремление Ирана обогащать уран собственными силами основывается на желании достичь независимости на всех переделах начальной стадии ЯТЦ.

Примерно в 2000 г. Иран начал строительство Пилотного завода по обогащению топлива (*Pilot Fuel Enrichment Plant, PFEP*) в Натанзе (*Natanz*). PFEP начал работать в 2003 г. К 2006 г. каскад из 164 центрифуг IR-13 производил уран с обогащением 3,6 % по  $^{235}\text{U}$ . В 2007 г. в Натанзе начал функционировать подземный Завод по обогащению топлива (*Fuel Enrichment Plant, FEP*). В сентябре 2009 г. Иран сообщил МАГАТЭ, что он строит еще один обогатительный завод в Фордо (*Fordow Fuel Enrichment Plant, FFEP*).

Он расположен в 20 км к северу от г. Кум (*Qom*) в подземном комплексе на военной базе. FFEP был введен в эксплуатацию в 2011 г.

В Исфахане (*Isfahan*) с 2014 г. действует Завод по реконверсии урана (*Enriched  $\text{UO}_2$  Powder Plant, EUPP*). Завод по фабрикации топлива находится вблизи UCF и работает с 2012 г. На нем производится топливо для Тегеранского исследовательского реактора (*Tehran Research Reactor, TRR*).

Согласно российско-иранскому межправительственному протоколу 2005 г., топливо российского производства после его выгрузки из реактора подлежит возврату в Россию для последующего хранения и переработки.

Топливо собственного производства после выдержки в приреакторном бассейне выдержки подлежит размещению в сухом модульном хранилище для долговременного хранения, однако такое топливо энергетических реакторов в настоящее время отсутствует.

## 10.14. Аргентина

В Аргентине около 10 % электроэнергии вырабатывается на трех действующих ядерных реакторах: Эмбальсе (*Embalse*) – CANDU (мощность 335 МВт) и двух Атуча (*Atucha I* и *Atucha II*) реакторах типа PHWR (*Pressure Heavy Water Reactor*) немецкой конструкции.

Первый был запущен в 1974 г. на АЭС Атуча и действует до сих пор. Там же находится реактор *Atucha II*, мощностью 692 МВт. В 2001 г. реактор в Атуче был модифицирован для сжигания слабообогащенного урана, что сделало его первым реактором PHWR, использующим это топливо во всем мире.

В Атуче расположен экспериментальный реактор *Carem-25* (*Central Argentina de Elementos Modulares*). Это самый новый реактор малой атомной энергетики в мире, который позволит осуществлять поставки недорогой энергии в отдаленные и малонаселенные районы. *CAREM-2* – модульный реактор разработанный аргентинскими специалистами. Он является демонстрационным реактором с тепловой мощностью в 100 МВт. Последующие реакторы этого типа должны обладать электрической мощностью в 150–300 МВт.

В Аргентине в городе Кордоба (*Cordoba*), близ АЭС Эмбальсе, расположен перерабатывающий комплекс уранового сырья, мощностью 150 т в год. Еще один завод по переработке урана расположен в городе Пильканьеу (*Pilcaniyeu*). Его мощность составляет 60 т в год. Тем не менее обогащенный уран Аргентина импортирует из США из-за нерентабельности собственных заводов.

В декабре 2015 г. был открыт завод по обогащению урана для производства топлива для атомных электростанций Аргентины, расположенный в Пильканьеу. На станции будут использоваться как газодиффузионные, так и более современные лазерные технологии.

## 10.15. Корейская Народно-Демократическая Республика

Находясь под защитой СССР руководитель КНДР Ким Сен Ир спокойно относился к ядерной угрозе в отношении своей страны до тех пор, пока не узнал, что во время Корейской войны 1950–1953 гг.

США планировали сбросить на Пхеньян и его окрестности семь ядерных зарядов. После этого в 1956 г. КНДР и СССР подписали договор о подготовке специалистов-ядерщиков. Нередко исследователи называют началом ядерной деятельности Северной Кореи 1952 г., когда было принято решение о создании Исследовательского центра атомной энергии. Реальное создание ядерной инфраструктуры началось в середине 1960-х гг.

В 1959 г. КНДР заключила договоры о сотрудничестве в области мирного использования ядерной энергии с СССР, КНР и начала строительство исследовательского центра в Йонбене (*Yongbyon*), введенного в строй в 1964 г., где в 1965 г. был установлен советский реактор ИРТ-2000 мощностью всего лишь 2 МВт.

С 1985 г. в Йонбене было начато строительство еще одного ядерного реактора мощностью 50 МВт. Было развернуто строительство реактора мощностью 200 МВт в районе Тхончхона (*Tongchon*). Эти реакторы, по оценкам специалистов, имеют двойное назначение: для выработки электроэнергии и получения плутония оружейного качества. Работы по созданию ядерного оружия были начаты в 1970-е гг. В 1974 г. КНДР вступила в МАГАТЭ. В том же году Пхеньян обратился за помощью в создании ядерного оружия к Китаю.

Северная Корея стала членом МАГАТЭ в 1974 г., получив тем самым доступ к схемам реактора MAGNOX. В 1977 г. был заключен трехсторонний договор о гарантиях между КНДР, МАГАТЭ и СССР (необходимость соглашения вызывалась тем, что КНДР не присоединилась к Договору о нераспространении ядерного оружия). КНДР приступила к строительству первого газографитового ядерного реактора в 1979 или 1980 г., а 14 августа 1985 г. реактор достиг критичности и начал функционировать с 1986 г. В КНДР его называют экспериментальным энергетическим ядерным реактором. Электрическая мощность первого северокорейского ядерного реактора составляет 5 МВт, тепловая мощность – от 20 до 30 МВт. Реакторы данного типа использовались в Великобритании для наработки оружейного плутония и выработки электроэнергии.

В апреле 1985 г., под давлением СССР и в расчете на строительство с его помощью АЭС, КНДР подписала Договор о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО). Было также подписано соглашение

о строительстве в Северной Корее АЭС с четырьмя легководными реакторами типа ВВЭР-440. Через какое-то время США приостановили поставки топлива для северокорейских электростанций, а КНДР 12 декабря 2002 г. официально объявила о возобновлении ядерной программы и выдворении инспекторов МАГАТЭ. К концу 2002 г. в КНДР, по данным ЦРУ, было накоплено от 7 до 24 кг оружейного плутония.

10 января 2003 г. КНДР официально вышла из ДНЯО. В 2003 г. начались переговоры по ядерной программе КНДР с участием КНР, США, России, Южной Кореи и Японии. Первые три раунда (август 2003 г., февраль и июнь 2004 г.) не принесли особых результатов. А от участия в четвертом, намеченном на сентябрь, Пхеньян уклонился в связи с очередным обострением американо-корейских и японо-корейских отношений.

На первом раунде переговоров (август 2003 г.) США стали добиваться не только свертыwania северокорейской ядерной программы, но и ликвидации уже созданной в КНДР ядерной инфраструктуры. В обмен США соглашались дать гарантии безопасности КНДР и оказать экономическую помощь Пхеньяну, поставив ему, в частности, два легководных реактора. Однако США и Япония требовали свертыwania ядерной программы КНДР под контролем МАГАТЭ или комиссии пяти держав. КНДР на такие условия не согласилась.

На втором раунде (февраль 2004 г.) КНДР согласилась заморозить свою ядерную программу под контролем МАГАТЭ в обмен на поставки мазута. Однако США при поддержке Японии требовали не замораживания, а полной ликвидации ядерных объектов КНДР под контролем МАГАТЭ. КНДР отвергла подобные предложения.

## 10.16. Италия

Заря итальянской ядерной отрасли пришлась на 1963–1978 гг. За этот относительно небольшой период было построено четыре АЭС. Первой из них стала АЭС «Латина» (*Centrale elettronucleare Latina*), возведенная в провинции Лацио (*Lazio*).

Строительство станции начали в 1958 г., через пять лет она дала ток в энергетическую систему страны. На АЭС «Латина» – всего

один газоохлаждаемый ядерный реактор типа Magnox мощностью 160 МВт. В 1964 г. к энергосистеме Италии подключили вторую атомную станцию – АЭС «Энрико Ферми» (*Centrale elettronucleare Enrico Fermi*), известную так же как АЭС «Трино» (*Trino*) с реактором типа PWR мощностью 260 МВт.

Рядом с АЭС «Латина» располагается еще одна сейчас уже закрытая станция – АЭС «Гарильяно» (*Garigliano*) в провинции Казерта (*Caserta*). Ее строительство велось почти одновременно с первой итальянской АЭС: возведение станции начали в 1959 г. и закончили спустя пять лет. Подключение к сети состоялось в 1964 г. Здесь – один реактор типа BWR мощностью 160 МВт. Примечательно, что эту станцию закрыли еще до Чернобыльской аварии и референдума о судьбе мирного атома. Сначала станцию останавливали на профилактику реактора, а в 1982 г. закрыли окончательно.

Последняя итальянская атомная станция – АЭС «Каорсо» (*Centrale elettronucleare Garigliano*), находящаяся в провинции Пьянчеца (*Piacenza*). Единственный реактор станции относился к типу кипящих водо-водяных BWR мощностью 882 МВт. АЭС начали возводить в 1970 г. и закончили спустя восемь лет.

В 1968 г. был запущен экспериментальный завод по производству смешанного оксидного топлива, при научно-исследовательском центре Casaccia около Рима. Его закрыли в начале 1980-х гг. Италия также занималась переработкой отработанного топлива. С 1970 по 1983 г. в стране работал экспериментальный завод Eurhex при исследовательском центре Saluggia, основным направлением деятельности которого было извлечение обогащенного урана. Еще в Италии был экспериментальный завод по переработке отработанного ураноториевого топлива при исследовательском центре Trisaia di Rotondella. Итальянские специалисты в 1966–1974 гг. еще принимали участие в работе перерабатывающего завода Eurochemic в Бельгии.

В 1988 г. правительство приняло решение о прекращении строительства АЭС и закрытии уже существующих станций, а в 1990 г. решили начать работы по выводу их из эксплуатации. Топливо было выгружено со всех реакторов.

В рамках проекта по денуклеаризации страны в 1999 г. была создана госкомпания Sogin (*Società Gestione Impianti Nucleari*,) – Компания по управлению ядерными установками, отвечающая за вывод из эксплуатации всех итальянских АЭС и ядерные отходы. Позже Sogin и французская Areva подписали контракт на переработку 235 т топлива с закрытых АЭС Италии. По условиям контракта, отработанное топливо из Италии поступало на переработку во Францию на ядерный перерабатывающий завод La Hague компании Areva в период с 2007 по 2015 г. Теперь до 2025 г. Франция должна вернуть в Италию остеклованные отходы.

## 10.17. Другие страны

К концу 2020 г. общая мощность мировой ядерной энергетики составила 392,6 ГВт (эл.), которые вырабатывают 442 действующих ядерных энергетических реактора в 32 странах. Подавляющее большинство АЭС находится в странах Европы, Северной Америки, Дальневосточной Азии и на территории бывшего СССР, в то время как в Африке их почти нет, а в Австралии и Океании их нет вообще.

Ранее были перечислены страны, реализующие ядерный топливный цикл или его отдельные элементы, а некоторые и стремящиеся к его замыканию. Остальные страны либо просто эксплуатируют АЭС, либо эксплуатируют с планами создания ЯТЦ, а некоторые, имея опыт эксплуатации станций, отказываются от атомной энергетики, как, например, Италия. Бельгия, Германия, Испания, Швейцария, Швеция осуществляют долгосрочную политику по отказу от ядерной энергетики.

Азербайджан, Грузия, Литва, Казахстан отказались от ядерной энергетики во многом по причине распада СССР, причем на территории двух последних стран уже действовали АЭС, построенные в рамках единой энергетической системы.

Австрия, Куба, Ливия, Вьетнам, Польша по политическим, экономическим или техническим причинам остановили свои ядерные программы перед пуском своих первых АЭС, хотя Польша в долгосрочной перспективе не исключает возможности строить АЭС вновь. Ранее отказывалась от атомной энергетики Армения, однако затем ее

единственная АЭС была пущена в эксплуатацию вновь. Тайвань заморозил строительство новой АЭС и планирует закрытие всех трех действующих станций к 2025 г.

Имеющие АЭС Нидерланды и Швеция планировали отказаться от атомной энергетики, хотя пока приостановили такие мероприятия. Перспективы заявленного строительства новых АЭС в некоторых странах (за исключением Египта) так же вызывают сомнения.

**Армения.** Решение о строительстве АЭС в Армении было принято в 1967 г. В 1969 г. был утвержден проект первой очереди Армянской АЭС с двумя реакторами ВВЭР-440. В 1969 г. на площадке неподалеку от Мецамора в Араратской долине началось строительство, продлившееся семь лет: в конце декабря 1969 г. был запущен первый блок, в 1980 г. – второй. В декабре 1988 г. произошло разрушительное Спитакское землетрясение магнитудой 6–7 баллов. Армянская АЭС находилась в 80 км от эпицентра, города Спитак. Энергоблоки во время землетрясения работали на номинальной мощности – автоматический останов реакторов по сигналу сейсмической защиты был предусмотрен при землетрясении более шести баллов. Все оборудование, здания и сооружения станции выдержали удар: проект был рассчитан на землетрясение магнитудой до 9,5. Гидроамортизаторы обеспечили прочность зданий и не позволили оборудованию перемещаться под воздействием толчков и инерции. После землетрясения специально созданная комиссия обследовала станцию и не выявила никаких нарушений в строительных конструкциях, оборудовании и системах АЭС. Комиссия пришла к выводу, что Армянская АЭС выдержала землетрясение силой 5,5 баллов. Тем не менее республиканский Совет Министров принял решение остановить оба блока, что и было сделано в начале 1989 г. В 1993 г. из-за тяжелого энергетического кризиса в стране станцию решили перезапустить. Вернуть в сеть первый блок было невозможно: в корпусах парогенераторов сделали вырезы – брали образцы металла для исследований. Второй блок с помощью российских специалистов был успешно перезапущен в 1995 г., после шести лет простоя. Регулирующий орган Армении выдал разрешение на продление эксплуатации второго блока станции до 2026 г. В 2021 г., по данным МАГАТЭ, блок выработал 1,8 ГВт·ч электроэнергии, это 25 % от всей

электроэнергии Армении. По данным Армянской АЭС, станция обеспечила выработку 40 % общей энергетической корзины страны. Большие планы у правительства Армении не только в отношении существующей АЭС: обсуждается возможность строительства новой станции.

**Болгария.** В стране имеется АЭС «Козлодуй» (Kozloduy), расположенная на берегу реки Дунай, в 200 км к северу от Софии. Строительство АЭС началось в апреле 1970 г., в 1974 г. станция начала генерировать электричество для потребителей. В 1991–2002 гг. станция располагала шестью энергоблоками суммарной мощностью в 3760 МВт, которые обеспечивали свыше 45 % электроэнергии страны. Поставки ядерного топлива для АЭС и все работы с ним вели СССР и Россия (поставщик топлива – российская корпорация «ТВЭЛ»). В 2002 и 2006 гг. Болгария закрыла первые четыре блока АЭС (проекта ВВЭР-440), выполняя условия присоединения к Евросоюзу, который считал их небезопасными. Оставшиеся два блока с реакторами ВВЭР-1000, 5-й и 6-й, успешно прошли модернизацию в 2005–2006 гг. и в настоящее время удовлетворяют требованиям безопасности ЕС. АЭС генерирует 17,9 % (на конец 2019 г.) от общей установленной энергомощности страны – 37,4 % (в 2019 г.), 37,5 % (на ноябрь 2020 г.). Контракт на проектирование, строительство и ввод в эксплуатацию двух ядерных энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 на АЭС «Белене» был подписан «Атомстройэкспортом» (АСЭ) и Национальной электрической компанией Болгарии (НЕС) в январе 2008 г. В конце марта 2012 г. правительство Болгарии приняло решение об отказе от реализации проекта. В результате конкурсной процедуры, прошедшей в Болгарии в конце 2019 г., претендентами на роль стратегических инвесторов проекта АЭС «Белене» стали Росатом, CNNC (Китай) и KHNP (Республика Корея). До конца января 2020 г. этим компаниям было предложено представить свои обязывающие положения по проекту. А потом возникает конкурирующая инициатива – использование полностью или частично изготовленного для АЭС оборудования при реализации проекта на площадке АЭС «Козлодуй» (блок № 7) при поддержке аме-

риканской компании Вестингауз (*Westinghouse*), которая уже в течение многих лет безрезультатно пыталась предложить поставки ядерного топлива для реакторов этой станции.

**Бразилия.** АЭС Ангра (порт. *Angra*) – единственная атомная электростанция в Бразилии. Она расположена на Атомной электростанции имени адмирала Алваро Алберто (порт. *Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, CNAEA*). АЭС принадлежит государственной монополии Электронуклеар (порт. *Elettronuclear*). Водо-водяной реактор «Ангра-1» мощностью 657 МВт был куплен в 1985 г. у американской компании «Вестингауз Электрик» (*Westinghouse Electric*). Следующий реактор мощностью 1350 МВт был построен по западногерманским технологиям как часть комплексного ядерного соглашения между ФРГ и Бразилией. Проектные работы над реактором «Ангра-3» проектной мощностью 1350 МВт начались в 1984 г., но через два года были заморожены до начала строительства. Планировалось, что третий энергоблок будет запущен в ноябре 2014 г. Позднее пуск был перенесен сначала на 2016 г., а потом 2018 г. Строительство было повторно заморожено в 2015 г. при степени готовности блока 65 % из-за нехватки денег и политического скандала. В феврале 2022 г. был подписан контракт на возобновление строительства, по новому плану начало эксплуатации намечено на конец 2026 г. В декабре 2022 г. Росатом объявил о заключении договора с бразильской государственной атомной корпорацией (порт. *Industrias Nucleares do Brasil*). Договор предусматривает поставку обогащенного урана для производства топливных сборок, которые будут загружаться в реакторы этой АЭС. В 2023 г. Бразилия импортировала (впервые за 24 г., предыдущие закупки были в 1999 и 1998 гг., соответственно) 27,1 т российского обогащенного урана и 26,9 т природного сырья, что позволит полностью обеспечить станцию топливом в 2023–2027 гг.

**Венгрия.** Первый венгерский ядерный реактор был построен в Чилленберке (венг. *Ceglédbercel*) в 1959 г. Тогдашний реактор мощностью 2 МВт за последние десятилетия несколько раз ремонтировался и модифицировался, и после недавнего переоборудования его мощность возросла до 10 МВт. Реактор, в основном, использовался,

в исследовательских целях, а также для обучения будущих венгерских специалистов-ядерщиков. Строительство первых венгерских коммерческих ядерных реакторов началось после нефтяного кризиса в 1974 г. Компания «Пакш» (*Paks Nuclear Power Plant Company, PAV*, венг. *Paksi Atomerőmű*) была основана 1 января 1976 г. Первый реактор был запущен в августе 1983 г. В настоящее время на АЭС «Пакш» насчитывается четыре ядерных реактора ВВЭР-440 с чистой выходной мощностью 1826 МВт. Суммарная мощность реакторов 1,9 ГВт. Кроме того, в стране ведется строительство пятого и шестого энергоблоков. В 2014 г. доля электроэнергии, произведенной на АЭС Венгрии, составила 53,6 % от общего потребления электроэнергии в стране. Венгрия получает все свое топливо, уран, от «ТВЭЛ» в России. Отработавшее топливо обычно утилизируется без переработки, хотя есть случаи, когда отработавшее топливо отправлялось на переработку в Россию. Что касается отработавшего топлива, которое не перерабатывается, то оно хранится на площадке ядерного реактора в течение пяти лет в бассейнах, а затем отправляется на сухое хранение. В январе 2014 г. Президент России Владимир Путин и премьер-министр Венгрии Виктор Орбан договорились построить две реакторные установки ВВЭР-1200 (ТОИ) на АЭС «Пакш», запуск которых ожидается к 2030 г.

**Испания.** Строительство первого блока АЭС «Вандельос» испанские власти начали в 1967 г. (запустили в 1972 г., закрыли в 1990 г.), в одноименном городке в Каталонии. Этот блок стал первым и единственным газографитовым реактором в истории страны, мощность его составила 508 МВт. Второй блок уже водо-водяного типа мощностью 1080 МВт запустили в 1988 г. В настоящее время Испания имеет пять действующих АЭС: Альмарас (исп. *Central nuclear de Almaraz*) и Трильо (*Trillo*) в Гвадалахаре (три энергоблока типа ВВЭР), Вандельос-2 (*VanDellos II*) и два энергоблока «Аско» (*ASCO, реактор тина PWR*) в Таррагоне (*Tarragona*) и один энергоблок «Кофрентес» (*Confrentes, тина BWR*) в Валенсии (*Valencia*). В начале 2017 г. правительством Испании было принято решение о продлении срока службы АЭС «Альмарас», несмотря на просьбы Португалии закрыть ее по экологическим причинам. Тема будущего атомных электростанций королевства, на долю которых приходится

около пятой части общего производства электроэнергии, стала одной из главных в ходе прошедшей летом 2023 г. избирательной кампании в национальный парламент. В правительстве Испании подтвердили информацию о прекращении эксплуатации всех атомных электростанций к 2035 г. После этого Мадрид сделает основной упор на использование возобновляемых источников энергии (ВИЭ). Закрытие АЭС начнется в 2027 г. и будет происходить поэтапно.

**Мексика.** АЭС «Лагуна-Верде» (исп. *Central Nuclear Laguna Verde*) – действующая первая и единственная атомная электростанция в Мексике. На атомной станции установлены два кипящих водных реактора типа BWR-5 мощностью 682,5 МВт каждый. Первый реактор был запущен в 1990 г., второй – в 1995 г. В 2008–2010 гг. на атомной станции проходила модернизация, позволившая увеличить мощность на 20 % до текущего состояния в 1640 МВт. На текущий момент единственная АЭС в Мексике «Лагуна-Верде» покрывает лишь 2 % потребности страны в электроэнергии. Срок эксплуатации двух реакторов атомной станции «Лагуна-Верде» составляет 40 лет и продлится, соответственно, до 2029 и 2037 гг. Дальнейшего развития АЭС «Лагуна-Верде» в планах правительства пока нет.

**Нидерланды (Голландия).** АЭС «Борселе» (нидерл. *Kernenergiecentrale Borssele*) – единственная действующая в Нидерландах атомная станция, которая, в свою очередь, состоит из единственного блока с реактором PWR, сданного в эксплуатацию 26 октября 1973 г. В июле 2011 г. АЭС «Борселе» получила от правительства разрешение на использование МОХ-топлива – смешанного оксидного топлива. Ядерное топливо, которое в данный момент используется на борсельской электростанции, поставляется из Казахстана. Казахстан является основным источником урана для АЭС. Использование ядерной энергии является спорным вопросом в нидерландской политике. Первая коммерческая АЭС в Нидерландах, Додеваард (*Dodewaard*), была выведена из эксплуатации в 1997 г. только после 28 лет службы. В 1994 г. правительство и парламент решили закрыть АЭС в Борселе, но в связи с изменениями в политике правительства в 2002 г. вывод из эксплуатации был отложен до 2013 г., т.е. АЭС выработает заявленный срок службы в 40 лет. В

последние годы вопрос о ядерной энергии стал менее спорным в Нидерландах. В результате голландское правительство решило в 2006 г., что Борселе будет продолжать функционировать до 2033 г.

**Объединенные Арабские Эмираты.** Первая в ОАЭ и арабском мире АЭС «Барака» (*Barakah*) начала вырабатывать электроэнергию в 2020 г. В настоящее время эксплуатируются три реактора, один находится на завершающем этапе строительства. Победителем в международном тендере по выбору подрядчика для создания четырех энергоблоков в ОАЭ был назван южно-корейский консорциум, возглавляемый компанией SEPSCO (*Korea Electric Power Corporation*). Предполагалось построить к 2022 г. четыре реактора PWR APR-1400 мощностью 1400 МВт каждый. Пуск первого блока состоялся в 2020 г., второго – в 2021 г. и третьего – в 2022 г. Когда АЭС будет полностью введена в эксплуатацию, она будет вырабатывать до 25 % электроэнергии в стране.

**Республика Беларусь.** 11 октября 2011 г. ЗАО «Атомстройэкспорт» и ГУ «Дирекция строительства атомной электростанции» (Беларусь) подписали контрактное соглашение по сооружению энергоблоков № 1 и № 2 АЭС ВВЭР-1200 на Островецкой площадке в Гродненской области. 3 ноября 2020 г. первый энергоблок Белорусской АЭС впервые синхронизирован с сетью и выдал первые киловатт-часы электрической энергии в единую энергосистему Республики Беларусь. В 2022 г. власти заявили о возможности строительства второй атомной электростанции в стране совместно с Россией.

**Румыния.** Чернаводская АЭС (рум. *Centrala Nucleară de la Cernavodă*) – единственная атомная электростанция в Румынии. Станция была спроектирована канадской государственной компанией AECL (*Atomic Energy of Canada Ltd.*) в 1980-х гг. АЭС использует тяжеловодные водо-водяные реакторы CANDU типа PHWR (*Pressured Heavy Water Reactor*). Первоначальный проект станции предполагал сооружение пяти энергоблоков. Сейчас в промышленной эксплуатации находятся два энергоблока с реакторами CANDU. Еще три частично построенных блока (также спроектированные для реакторов PHWR) расположены на той же площадке, их строительство было остановлено в 1990 г. Среднегодовая выработка станции

обеспечивает примерно от 18 до 20 % электроэнергии, ежегодно потребляемой Румынией.

**Словакия.** Словакия располагает пятью действующими реакторами, шестой вскоре будет введен в эксплуатацию. Два реактора V-213, спроектированные компанией «Атомэнергопроект» и построенные компанией Шкода (*Skoda*) на заводе Богунице (*Bohunice*) V2. Строительство блоков V2 началось в 1976 г., ввод в эксплуатацию состоялся в 1984 и 1985 гг. Каждый из них обеспечивает 466 МВт. До своего вступления в Европейский союз Словакии пришлось закрыть два своих старых реактора в Богунице, поскольку они не соответствовали европейским стандартам безопасности. Первая электростанция закрылась 31 декабря 2006 г., а вторая – 31 декабря 2008 г. Закрытие этих энергоблоков до завершения строительства двух новых реакторов привело к нехватке электроэнергии в стране, и Словакия стала импортером энергии. В 1982 г. компания Шкода начала строительство двух блоков запланированной четырехблочной атомной электростанции в Моховце (*Mochovce*) с использованием реакторных установок ВВЭР-440 В-213, они были введены в эксплуатацию в период с 1998 по 1999 г. Первоначально мощность составляла 405 МВт, в 2008 г. она была увеличена до 438 МВт. В январе 2006 г. правительство Словакии одобрило новую энергетическую стратегию, включающую эти планы, с увеличением мощности на энергоблоках 1 и 2 АЭС «Моховце» и на атомной электростанции в Богунице энергоблоках 3 и 4. В августе 2023 г. Словакия подписала соглашение о получении ядерного топлива от американской компании Вестингауз в качестве шага к отказу от топлива из российских источников. Словакия также ведет переговоры с французской компанией Фраматом (*Framatome*) о совместной работе по разработке ядерного топлива для водо-водяных реакторов ВВЭР-440.

**Словения.** АЭС «Кршко» (словен. *Nuklearna elektrarna Krško*) построена в качестве совместного предприятия Словенией и Хорватией, входивших на момент строительства в состав Югославии. АЭС состоит из единственного блока с водо-водяным реактором (PWR), разработанным и построенным американской компанией Вестингауз. Станция обеспечивает около 25 % потребности Словении и 15 % потребности Хорватии в электроэнергии.

**Финляндия.** По состоянию на 2023 г. в Финляндии действует пять ядерных реакторов на двух электростанциях. Ядерная энергетика обеспечивала около 34 % выработки электроэнергии в стране в 2020 г. Первый исследовательский ядерный реактор в Финляндии был введен в эксплуатацию в 1962 г., а первый коммерческий реактор начал работать в 1977 г. Пятый реактор начал работать в апреле 2023 г. Расположенная в Ловиисе (*Loviisa*), на южном побережье Финского залива, станция состоит из двух реакторов ВВЭР-440, построенных советским Атомэнергопромом, но оснащенных западным оборудованием, конструкциями защитной оболочки и системами управления. Завод принадлежит и управляется компанией Фортум (*Fortum Oyj*). Производство электроэнергии началось в 1977 и 1980 гг., и в настоящее время реакторы производят 507 МВт каждый. 26 июля 2007 г. Фортум были выданы новые лицензии на эксплуатацию энергоблоков до 2027 и 2030 гг. при условии проведения проверок безопасности до 2015 и 2023 гг. АЭС в Олкилуото (фин. *Olkiluodon ydinvoimalaitos*) принадлежит компании Теоллисууден Войма Ой (*Teollisuuden Voima Oy, TVO*). В настоящее время здесь установлены два реактора с кипящей водой мощностью 890 МВт каждый. Они были построены шведской компанией Асеа-Атом (швед. *Allmänna Svenska Elektriska Aktiebolaget*) и введены в эксплуатацию в 1978 и 1980 гг. Арева построила третий реактор на площадке в Олкилуото – европейский реактор под давлением (EPR) мощностью 1600 МВт. Первоначально запуск реактора планировался к производству в 2009 г., но был отложен на 14 лет. Регулярное производство электроэнергии началось в апреле 2023 г.

**Чехия.** В стране имеются две атомные электростанции: АЭС «Дукованы» (чеш. *Dukovany*) – четыре энергоблока, на которых установлены реакторы типа ВВЭР-440 В-213, построены в 1985–1987 гг. (произвела в 2013 г. 20 % потребляемой Чехией электроэнергии); АЭС «Темелин» (*Temelin*) – два энергоблока, на которых установлены реакторы типа ВВЭР-1000/320, построены с 1985 по 2002 г. Топливо для обеих чешских станций до сих пор поставляла топливная компания Росатома «ТВЭЛ». Однако в конце марта 2023 г. представитель энергетического концерна ČEZ (*České Energetické Závody*)

заявил, что со следующего года поставщиком топлива для АЭС «Дукованы» станет американская компания Вестингауз; ранее сообщалось, что с 2024 г. на АЭС «Темелин» вместо «ТВЭЛ» топливо будут поставлять Вестингауз и французская компания Фраматом. С 2019 г. правительство намерено увеличить долю производства электроэнергии на атомной энергии с 30 до 58 %. С этой целью на площадке в «Дукованах» планируется построить новый реактор, который заменит старые энергоблоки к 2035 г. Ожидается также добавление новых мощностей на площадке в «Темелине».

**Швеция.** Атомная энергетика Швеции базировалась на ее собственных запасах урана и обеспечивалась генерацией на пяти атомных электростанциях, которые в настоящее время выводятся из эксплуатации, делая страну зависимой от импорта энергоресурсов. Швеция была второй в Европе страной по доле атомной энергетики в производстве электроэнергии, которая обеспечивала на 1980 г. 40 % потребностей экономики. В начале 1960-х гг. на юге Швеции началась добыча урановых руд. В 1956–1957 гг. был спроектирован первый опытно-промышленный реактор R3 тепловой мощностью 65 МВт, который был размещен на АЭС «Огеста» (швед. *Ågestaverket*) всего в 14 км от Стокгольма и введен в эксплуатацию в 1964 г. Станция располагалась в скале, реактор типа R3 – под землей, а в качестве топлива использовался необогащенный уран. Конструкцию промышленных ядерных реакторов для АЭС шведские специалисты из компании Атомэнерги (*AB Atomenergi*), созданной в 1947 г., разработали самостоятельно, это были энергоблоки с кипящими ядерными реакторами, которые строились с 1964-го по 1980 г. Всего было введено в эксплуатацию 15 блоков на пяти АЭС, что позволило увеличить долю мирного атома в генерации до 40 %, и сделать Швецию одной из самых «зеленых» стран мира. В Швеции работали три реактора «Форсмарк» (*Forsmarks kärnkraftverk*), три реактора «Оскарсхамн» (*Oskarshamns kärnkraftverk*), четыре реактора «Рингхальс» (*Ringhals kärnkraftverk*), два блока АЭС «Барсебек» (*Barsebäcks kärnkraftverk*), АЭС «Огеста». После происшедшей в 1979 г. крупнейшей аварии на американской АЭС «Три-Майл-Айленд» в Пенсильвании на следующий год в Швеции прошел референдум, на котором жители высказались за постепенный отказ от

атомной энергетики. Госкомпания «Ваттенфаль» (*Vattenfall*) в начале 2016 г. заявила о намерении закрыть оставшиеся пять АЭС (две уже объявлены досрочно закрытыми).

**Южно-Африканская Республика (ЮАР).** ЮАР – единственная страна в Африке с коммерческой атомной электростанцией. На два реактора, расположенных на АЭС «Кеберг» (*Koeberg*), приходится около 5 % производства электроэнергии в Южной Африке. Отработанное топливо утилизируется на объекте по захоронению радиоактивных отходов «Ваалпутс» (*Vaalputs*) в Северном Кейпе (*Northern Cape*). Оператор АЭС, имеющий лицензию на эксплуатацию до 2024 и 2025 гг., соответственно, подал заявку в регулятор атомной отрасли страны на продление срока эксплуатации станции еще на 20 лет сверх первоначального 40-летнего срока эксплуатации. Министерство минеральных ресурсов и энергетики ЮАР объявило о намерении строительства новых блоков АЭС суммарной мощностью до 2500 МВт. Объявление о тендере на строительство АЭС планируется опубликовать к марту 2024 г.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На сегодняшний день только две страны осуществляют промышленную переработку ОЯТ и рециклирование плутония – Россия и Франция, причем последняя не имеет промышленных реакторов на быстрых нейтронах. По пути создания национального замкнутого топливного цикла следует Индия. К настоящему времени страна обладает набором промышленных предприятий небольшой производительности и последовательно наращивает их мощность. Благодаря особенностям своей сырьевой базы (небольшие запасы урана и огромные запасы тория) Индия развивает концепцию сосуществования в переходном периоде двух топливных циклов: уран-плутониевого и торий-уранового.

Прекратили радиохимическую переработку ОЯТ Италия, Германия и Великобритания, причем Германия закрыла атомную энергетику вообще, включая действующие АЭС. Однако разразившийся в начале 2020-х гг. энергетический кризис заставил страну перезапустить законсервированные атомные станции. Последний энергетический ядерный реактор в Италии был остановлен в 1990 г., а действовавший завод по переработке ОЯТ в настоящее время практически выведен из эксплуатации. Великобритания закрыла коммерческий перерабатывающий завод THORP, и теперь площадка в Селлафильде используется для хранения ОЯТ британских реакторов MAGNOX.

До этого момента заводы THORP и UP (Франция) осуществляли коммерческую переработку зарубежного ОЯТ, преимущественно из Германии и Японии. Заказчикам возвращался регенерированный уран, плутоний, в том числе в виде МОКС-топлива, и отвержденные радиоактивные отходы.

Аналогичную практику осуществляет Росатом в отношении атомных энергоблоков собственной конструкции, построенных за рубежом (депортация топлива). Только выделенный при переработке плутоний он не возвращает, считая его собственностью Российской Федерации.

Достаточно высокие издержки при радиохимической переработке ОЯТ подталкивают страны, владеющие атомными энергоблоками, к кооперации в области переработки ОЯТ с целью снижения затрат на хранение. Регенерированный уран, который составляет 97–98 % от массы ОЯТ, может храниться как отход низкого уровня активности, требования к размещению и изоляции которого на порядки ниже, чем у непереработанного ОЯТ.

Идея создания международных центров по переработке ОЯТ впервые была высказана в США в рамках инициативы GNEP (*Global Nuclear Energy Partnership*), которая с треском провалилась в этой стране. Аналогичное предложение озвучил Президент России В.В. Путин на саммите тысячелетия, и, судя по темпам развития атомной энергетики в стране, Россия является кандидатом номер один на реализацию этой концепции.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ И ИНТЕРНЕТ-ИСТОЧНИКОВ

1. Вахрушин А.Ю., Трошкина И.Д., Жеребцов А.А. Атомная энергетика и промышленность. М.: Лань, в печати.
2. Вахрушин А.Ю., Трошкина И.Д. Экспериментальные стендовые установки в технологии радиоактивных и редких элементов: Учебное пособие для вузов. СПб.: Лань, 2023.
3. Negev Nuclear Research Center (NNRC). <https://web.archive.org/web/20120603065539/http://www.nti.org/facilities/418/> (дата обращения 16.09.2025).
4. МОХ-завод в США – история неудач. <http://www.atominform.ru/newsz/a0288.htm> (дата обращения 16.09.2025).
5. Вахрушин А.Ю. и др. Уран-плутониевое топливо: история, технико-экономические оценки, перспективные области применения. М.: ЦАИР, 2024.
6. Волобуев П.В., Чуканов В.Н. и др. Восточно-Уральский радиоактивный след. Проблемы реабилитации населения и территорий Свердловской области. Екатеринбург: УрО РАН, 2000.
7. Tanaka S. Summary of the JCO Criticality Accident in Tokai-Mura and a Dose Assessment // J. Radiat. Res. 2001. 42. P. 1–9.
8. Вахрушин А.Ю., Жеребцов А.А., Шадрин А.Ю. Химико-технологические аспекты осуществления трансмутационных циклов: Монография. М.: НИЯУ МИФИ, 2021.
9. Шадрин А.Ю., Двоеглазов К.Н., Масленников А.Г. и др. РН-процесс – технология переработки смешанного уран-плутониевого топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 // Радиохимия. 2016. Т. 58. № 3. С. 234–241.
10. Горно-химический комбинат Росатома создал первое МОКС-топливо с америцием и нептунием для быстрого реактора БН-800 Белоярской АЭС. <https://www.atomic-energy.ru/news/2023/12/06/141260?ysclid=mfmcd65wgt352379409> (дата обращения 16.09.2025).
11. Дронов В.А., Колтунов В.С. и др. Ядерное оружие США / Под. ред. В.Н. Михайлова. Саранск: Красный Октябрь, 2011.

12. Дьяков А.С. История производства плутония в России // Наука и всеобщая безопасность. 2011. Т. 19. № 1. С. 15–22.
13. Акатов А.А. Ядерный топливный цикл – от руды до ОЯТ. [https://elib.biblioatom.ru/text/akatov\\_yaderny-toplivny-tsikl\\_2008/p1/](https://elib.biblioatom.ru/text/akatov_yaderny-toplivny-tsikl_2008/p1/) (дата обращения 16.09.2025).
14. Живов В.Л., Бойцов А.В., Шумилин М.В. Уран. Геология, добыча, экономика. М.: Атомредметзолото, 2012.
15. Волкович В.А., Смирнов А.Л. Металлургия урана и технология его соединений: Курс лекций в 3 ч. Ч. 3. Екатеринбург: Издательство Уральского университета, 2014.
16. Теория каскадов для разделения бинарных и многокомпонентных изотопных смесей: Учебное пособие / Г.А. Сулаберидзе, В.А. Палкин, В.Д. Борисевич, В.Д. Борман, А.В. Тихомиров; под ред. проф. В.Д. Бормана. М.: НИЯУ МИФИ, 2011.
17. Адамов Е.О., Андреев П.В., Антипов С.А. и др. Машиностроение ядерной техники. В 2-х кн. Кн. 2 / Под общ. ред. Е.О. Адамова. М.: Машиностроение, 2005.
18. Watchman J.B., Ion S.E., Watson R.H. 20 Years of Production of UO<sub>2</sub> by the Integrated Dry Route – A BNFL Perspective on Dry Conversion // In book: A Collection of Papers on Engineering Aspects of Fabrication of Ceramics: Ceramic Engineering and Science Proceedings. 2008. Vol. 14. Issue 11/12. P. 149–154.
19. Бойко В.И., Колпаков Г.Н., Селиваникова О.В. Топливные материалы в ядерной энергетике: Учебное пособие. Томск: Издательство Томского политехнического университета, 2008.
20. Туманов Ю.Н. Низкотемпературная плазма и высокочастотные электромагнитные поля в процессах получения материалов для ядерной энергетике. М.: Энергоатомиздат, 1989.
21. Куляко Ю.М., Трофимов Т.И., Пилюшенко К.С. и др. Получение порошков оксидов урана денитрацией его азотно-кислых растворов с использованием СВЧ-излучения // Радиохимия. 2019. Т. 61. № 1. С. 3–6.
22. Головнин И.С. Свойства диоксида плутония как ядерного топлива // Атомная энергия. 2000. Т. 89. Вып. 2. С. 117–128.

23. Устинов О.А., Якунин С.А. Улавливание оксидов азота в радиохимических технологиях // Атомная энергия. 2016. Т. 120. Вып. 2. С. 112–115.
24. Physics and fuel performance of reactor-based plutonium disposition // Proc. of Workshop, OECD Development Centre Paris, France, 28–30 September 1998.
25. Троянов В.М., Кислый В.А. Использование технологий пироэлектрохимической грануляции и виброуплотнения для утилизации америция // Атомная энергия. 2018. Т. 124. Вып. 5. С. 261–265.
26. Обзор ядерных технологий – 2017. IAEA/NTR/2017, август 2017. [https://www.iaea.org/sites/default/files/gc/gc61inf-4\\_rus.pdf](https://www.iaea.org/sites/default/files/gc/gc61inf-4_rus.pdf) (дата обращения 23.09.2025).
27. Землянухин В.И., Ильенко Е.И., Кондратьев А.Н. и др. Радиохимическая переработка ядерного топлива АЭС. 2-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1989.
28. Барендрег Т.Й. Химические методы снятия оболочки. В сб.: Переработка топлива энергетических реакторов / Под. ред. В.Б. Шевченко. М.: Атомиздат, 1972.
29. Gens T.A. Sulfex Process: Depassivation of Stainless Steel. Oak Ridge National Laboratory, 1959.
30. В.Т. Готовчиков и др. Снятие оболочек облученных твэлов // Атомная энергия. 2005. Т. 99. Вып. 4. С. 273–276.
31. Жеребцов А.А. и др. Перспективные методы лазерной разделки и резки отработавших ТВС и твэлов на головных операциях роботизированного производства замкнутого ядерного топливного цикла // Атомная энергия. 2024. Т. 136. № 1–2. С. 49–52.
32. Beznosyuk V.I. et al. Combined processing scheme of WWER-1000 spent nuclear fuel: Thermochemical breakingup of fuel claddings and voloxidation of fuel // Radiochemistry. 2007. V. 49. № 4. P. 380–385.
33. Jubin R., DelCul G., Giaquinto J. et al. AFCI fuel reprocessing R&D: performance of coupled end-to-end integrated voloxidation and dissolver off-gas treatment // Global 2009. Paris. France. Sept. 6–11. 2009. Paper 9264. P. 129–138.

34. Park J.J., Lee J.W., Park G.I. Development of advanced voloxidation process for treatment of spent fuel. Korea Atomic Energy Research Institute. 2010.
35. Goode J.H. Voloxidation – removal of volatile fission products from spent LMFBR fuels. ORNL-TM-3723. 1973. [https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc1034101/m2/1/high\\_res\\_d/4610735.pdf](https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc1034101/m2/1/high_res_d/4610735.pdf) (дата обращения 23.09.2025).
36. Kleykamp H. The chemical state of the fission products in oxide fuels // J. Nucl. Mater. 1985. V. 131. № 2–3. P. 221–246.
37. Goode J.H., Stacy R.G. Head-end reprocessing studies with HB Robinson-2 fuel. ORNL-TM-6037. 1978. [https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc709499/m2/1/high\\_res\\_d/711364.pdf](https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc709499/m2/1/high_res_d/711364.pdf) (дата обращения 23.09.2025).
38. Majumdar D. et al. Recycling of nuclear spent fuel with AIROX processing. DOE/ID-10423. 1992. [https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc1311343/m2/1/high\\_res\\_d/10146308.pdf](https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc1311343/m2/1/high_res_d/10146308.pdf) (дата обращения 23.09.2025).
39. Шадрин А.Ю. и др. Разработка технологии переработки ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах – промежуточные итоги. В сб. тезисов докладов IX Российской конференции с международным участием «Радиохимия 2018». СПб., 2018.
40. Гаврилов П.М. Замыкание ядерного топливного цикла на ФЯО ФГУП «ГХК» // В сб. тезисов докладов VIII Всероссийской конференции по радиохимии «Радиохимия – 2015». Железногорск, 2015.
41. Сеелев И.Н. и др. Опытная эксплуатация пускового комплекса опытно-демонстрационного центра по переработке ОЯТ реакторов ВВЭР-1000. В сб. тезисов докладов IX Российской конференции с международным участием «Радиохимия 2018». СПб., 2018.
42. Goff K.M., Simpson M.F. Dry Processing of Used Nuclear Fuel // Proceedings of Global 2009. Paris, France, 2009. [https://www.researchgate.net/publication/255210988\\_Dry\\_Processing\\_of\\_Used\\_Nuclear\\_Fuel](https://www.researchgate.net/publication/255210988_Dry_Processing_of_Used_Nuclear_Fuel) (дата обращения 23.09.2025).
43. Westphal B.R. et al. Fission Product Removal from Spent Oxide Fuel by Head-End Processing // Proceedings of GLOBAL 2005. Tsukuba, Japan, 2005. <https://digital.library.unt.edu/ark:/>

[67531/metadc878409/m2/1/high\\_res\\_d/911544.pdf](https://www.osti.gov/servlets/handle/67531/metadc878409/m2/1/high_res_d/911544.pdf) (дата обращения 23.09.2025).

44. Hoyt R.C., Rhee B.W. Review of the literature for dry reprocessing oxide, metal, and carbide fuel: The AIROX, RAHYD and CARBOX pyrochemical processes. Technical Report ESG-DOE – 13277. ON: DE92004038. 1979.

45. J. Myung-Seung, H. Choi, J. Chang-Joon et al. The Status and Prospect of DUPIC Fuel Technology // Nuclear Engineering and Technology. 2006. V. 38. P. 359–374.

46. Неволин Ю.М. Газофазная окислительная конверсия компонентов оксидного, нитридного и карбидного отработавшего ядерного топлива. Дисс. на соискание уч. степ. канд. хим. наук. М., 2020.

47. Dell M., Wheeler V.J. The ignition of uranium mononitride and uranium monocarbide in oxygen // J. Nucl. Mater. 1967. V. 21. № 3. P. 328–336.

48. Волгина М.И., Кулюхина С.А., Неволина Ю.М. Сравнительный анализ окисления UN и UO<sub>2</sub> в воздухе и гемиоксиде азо-га // Радиохимия. 2023. Т. 65. № 6. С. 512–517.

49. Moeller T., Aftandilian V.D. Observations on the Rare Earths. LXIII. 1 The Preparation of Anhydrous Rare Earth Metal Nitrates // J. Am. Chem. Soc. 1954. V. 76. № 20. P. 5249–5250.

50. Рябкова Н.В. и др. Осадкообразование при растворении модельного и реального оксидного ОЯТ ВВЭР-1000 в системе NO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O // Вопросы радиационной безопасности. 2015. Т. 79. № 3. С. 23–29.

51. Bonding V.V. et al. Conversion of uranium dioxide and real spent nuclear fuel into nitrates // Radiochemistry. 2008. Vol. 50. № 3. P. 253–255.

52. Cul G.D. et al. Advanced head-end processing of spent fuel: A progress report on a pyrochemical front-end // Transactions of the American Nuclear Society. 2004. Vol. 94. P. 101–102.

53. Короткова В.Е., Кадомцев Г.М., Черняев С.И. К вопросу об очистке воздуха от радиоактивных аэрозолей // Современные наукоемкие технологии. 2017. № 2. С. 28–35.

54. Устинов О.А., Якунин С.А., Смелова Т.В. Вариант системы газоочистки при остекловывании радиоактивных отходов // Атомная энергия. 2019. Т. 127. Вып. 2. С. 92–95.
55. Устинов О.А. и др. Локальная система газоочистки при окислении отработавшего нитридного топлива // Атомная энергия. 2017. Т. 123. Вып. 4. С. 203–205.
56. Вахрушин А.Ю., Трошкина И.Д., Жеребцов А.А. Процессы и оборудование жидкостной экстракции в технологии радиоактивных и редких элементов: Учебное пособие для вузов. СПб.: Лань, 2024.
57. Лаптев А.Г. Модели переноса и эффективность жидкостной экстракции: Монография. Казань: Казан. гос. энерг. ун-т, 2005.
58. Шмидт О.В., Третьякова С.Г., Евсюкова Ю.А. др. Программный комплекс ВИЗАРТ для балансовых расчетов материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла // Атомная энергия. 2017. Т. 122, Вып. 2. С. 88–92.
59. Раков Э.Г., Хаустов С.В. Процессы и аппараты производств радиоактивных и редких металлов: Учебное пособие для вузов М.: Металлургия, 1993.
60. Жеребцов А.А. Разработка сепарационных массообменных процессов для экстракционных технологий ядерного топливного цикла. Дисс. на соиск. уч. степ. канд. тех. наук, 2012.
61. Глаголенко Ю.В. и др. Переработка отработавшего ядерного топлива АЭС и жидких радиоактивных отходов на ПО «Маяк» // Атомная энергия. 1997. Т. 83, Вып. 6. С. 446–452.
62. Двоглазов К.Н. и др. Анализ комбинированной технологии переработки СНУП ОЯТ и обращения с РАО на основе принципов естественной безопасности // ВАНТ. Сер. Материаловедение и новые материалы. 2015. № 4 (83). С. 61–80.
63. Грачев А.Ф. и др. Вовлечение минорных актинидов в замкнутый топливный цикл проекта «Прорыв» // ВАНТ. Сер. Материаловедение и новые материалы. 2017. № 4 (91). С. 140–150.
64. Chris J. Maher. Current headend technologies and future developments in the reprocessing of spent nuclear fuels. In book: Reprocessing and recycling of spent nuclear fuel / Edited by Robin Taylor. Woodhead Publishing, 2015.

65. Структура управления и тенденции развития национальной атомной энергетики и промышленности Китая. Аналитический отчет. Деп. 18.05.20, № 30-B2020 / И.В. Гашенко, Т.В. Кудашкина, И.С. Купцов, П.Б. Птицын. М.: ЦАИР, 2020.

66. Мансуров О.А., Птицын П.Б., Сафиканов Д.И. Структура управления и тенденции развития национальной атомной энергетики и промышленности Индии. Аналитический отчет. М.: ЦАИР, 2021.

67. Len Ackland. Making a Real Killing: Rocky Flats and the Nuclear West. Albuquerque. N.M.: University of New Mexico Press, 2002.

68. Plutonium & Uranium Recovery from Spent Fuel Reprocessing by Nuclear Fuel Services at West Valley, New York from 1966 to 1972. U.S. Department of Energy Office of Defense Programs. November 1999. Retrieved March 21. 2015. <https://www.nrc.gov/docs/ML1219/ML12194A610.pdf> (дата обращения 27.12.2025).

69. Study of the Potential Uses of the Barnwell Nuclear Fuel Plant (BNFP). U.S. Department of Energy. Report IEAL-141 A. 1980.

70. G.L. Fredrickson, M.N. Patterson, DeeEarl Vaden et al. History and status of spent fuel treatment at the INL Fuel Conditioning Facility // Progress in Nuclear Energy. 2022. Vol. 143 № 1-2. (104037).

71. Koelzer Winfried. Lexikon zur Kernenergie. Karlsruhe Forschungszentrum, Stabsabt. Öffentlichkeitsarbeit, 1997.

72. Bundesministerium für Umwelt. Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Kernbrennstoff-und-entsorgung. Jahresbericht, 2001. [https://web.archive.org/web/20120123115155/http://www.bfs.de/de/kerntech-nik/ereignisse/berichte\\_meldepflichtige\\_ereignisse/jb\\_ve\\_2001.pdf](https://web.archive.org/web/20120123115155/http://www.bfs.de/de/kerntech-nik/ereignisse/berichte_meldepflichtige_ereignisse/jb_ve_2001.pdf) (дата обращения 24.09.2025).

73. Казаков В.М., Шишкин А.А. Опытный завод по переработке облученного топлива «Еврекс-1» в Салудже. Италия. М.: ЦНИИАтомформ, 1972.

74. Sung-Jai Lee. Development of Electrochemical Recovery Process for Pyroprocessing. KAERI. Report № KAERI/RR-4220/2016, 2017.

75. Блинова И.В., Соколова И.Д. Обращение с радиоактивными отходами в европейских странах на современном этапе // Атомная техника за рубежом. 2019. № 5. С. 5–23.
76. Кашеев В.А. и др. Стратегия фракционирования ВАО от переработки ОЯТ // Радиоактивные отходы. 2022. № 2 (19). С. 6–16.
77. Обзор зарубежных практик обращения с ОЯТ и РАО. М.: ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами, 2022.
78. Summary Report Conceptual Design of a Pilot-Scale Pyroprocessing Facility, ANL/NElandmark-CRADA-12 Revision 1, May 1, 2015, Updated April 10, 2018.
79. E. Petit De Mange, J. Dewitte Deployment of a modern fuel recycling facility. The favorable economics for recycling American used nuclear fuel // International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Plants: Meeting the Moment, 10–14 June IAEA-CN-123/45 ID#91, 2024.
80. Адамов Е.О. и др. Переработка отработавшего ядерного топлива и рециклирование ядерных материалов в двухкомпонентной ядерной энергетике // Атомная энергия. 2021. Т. 130. Вып. 1. С. 28–34.
81. Блохин П.А., Дорофеев А.Н., Линге И.И. и др. О возможностях управления характеристиками боросиликатного стекла при переработке ОЯТ ВВЭР-1000 на ОДЦ «ГХК» // Радиоактивные отходы. 2019. № 2 (7). С. 49–57.
82. Skrigana I.N., Metalidia M.M., Ismailova R.V. et al. Effect of High-temperature VVER-1000 SNF Reprocessing Time on the Extent of Fission Product Removal // Radiochemistry. 2024. Vol. 66. № 2. P. 156–162.
83. Косякин Д.А., Коробейников В.В., Стогов В.Ю. Исследование зависимости эффективности трансмутации Am-241 от энергетической структуры плотности нейтронного потока. Обнинск: Препринт ФЭИ – 3294. 2021.
84. Кашеев В.А. и др. Стратегия фракционирования ВАО от переработки ОЯТ // Радиоактивные отходы. 2022. № 2. С. 6–16.

85. Рыкунова А.А., Шмидт О.В., Кащеев В.А. и др. Алгоритм расчета объема остеклованных РАО // Радиоактивные отходы. 2024. № 2 (27). С. 18–25.

86. Скриган И.Н. и др. Высокотемпературная обработка ОЯТ ВВЭР-1000 // X Российская конференция с международным участием. 2022. Москва. С. 317

87. Dvoeglazov K., Kulyako Yu et al. Synthesis of Mixed Actinide Oxides Using Microwave Radiation // Energies. 2022. 15. № 15 (18). 6618. 9 p.

88. Основные положения «Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года». М.: Госкорпорация «Росатом», 2019.

*Александр Юрьевич Вахрушин  
Александр Анатольевич Жеребцов  
Андрей Юрьевич Шадрин*

## ПРОМЫШЛЕННАЯ РАДИОХИМИЯ

### МОНОГРАФИЯ

Редактор М.В. Макарова

Подписано в печать 29.01.2026. Формат 60×84 1/16.

Печ. л. 20,5. Уч.-изд. л. 20,5. Тираж 100 экз.

Изд. № 007-2. Заказ № 7.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».

Типография НИЯУ МИФИ.

115409, Москва, Каширское ш., 31.

