

уровня, обеспечивающего сохранение герметичности и радиационных характеристик комплекта в нормируемых пределах.

Основное отличие нового упаковочного комплекта ТУК-108 (рис. 9) для транспортных ЯЭУ от ТУК-18 заключается в использовании металлобетонного контейнера, герметизируемого двумя крышками (два барьера герметичности). Вместимость ТУК-108 в зависимости от вида топлива составляет пять или семь чехлов с ТВС.

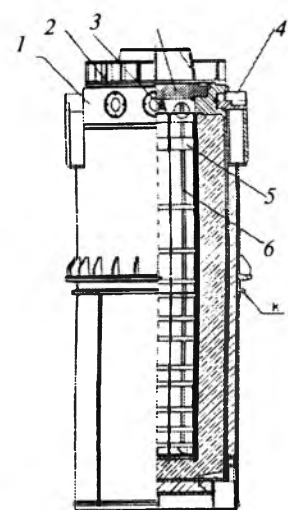


Рис. 9. Упаковочный комплект ТУК-МКБ-ВМФ: 1 — корпус; 2,3 — наружная и внутренняя крышка; 4 — цапфа; 5 — дистанционная решетка; 6 — дренажная труба; К — опорная поверхность

Проблемы, которые предстоит решать для безопасного хранения и транспортирования отработавшего топлива, можно объединить в пять блоков:

совершенствование системы государственного регулирования в данной области, разработка нормативно-технической документации для безопасного сухого хранения отработавшего топлива, ввод в действие современных правил безопасного транспортирования, доработка и утверждение концепции по обращению с отработавшим топливом в России;

завершение комплекса работ по созданию инфраструктуры, обеспечивающей обращение с отработавшим топливом при утилизации и перезарядке атомных подводных лодок, реконструкция зд. 801А на ПО «Маяк», создание сухих хранилищ для топлива РБМК и др.;

продление срока безопасной эксплуатации контейнеров для транспортирования отработавшего топлива ВВЭР-440, -1000, создание нового парка унифицированных контейнеров повышенной вместимости;

завершение работы по сертификации металлобетонных контейнеров для транспортирования и хранения отработавшего топлива РБМК и транспортных установок;

выполнение комплекса научно-исследовательских работ в обеспечение перечисленных направлений, в частности, обоснование предельного срока безопасного мокрого хранения и определение и обоснование оптимальных условий и предельных сроков сухого хранения.

СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА

Поляков А.С., Захаркин Б.С., Смелов В.С., Волк В.И., Мухин И.В. (ГНЦ РФ—ВНИИНМ им. А.А. Бочвара), Сафутин В.Д., Завадский М.И., Серов А.В. (ВНИПИЭТ), Бычков А.В. (ГНЦ РФ—НИИАР), Зильберман Б.Я. (НПО «Радиевый институт» им. В.Г. Хлопина)

Реализация концепции замкнутого ядерного цикла началась с пуском в эксплуатацию завода РТ-1 в 1976 г.

Накопление отработавшего ядерного топлива в России и мире требует неотложных решений по его утилизации: обоснованию объемов, направляемых на переработку и контролируемое хранение; обеспечению экономической эффективности и экологической безопасности переработки с рециклом урана и плутония; внедрению фракционирования и трансмутации актиноидов и долгоживущих продуктов деления, в перспективе обеспечивающих экологическую безопасность — радиационно-миграционную эквивалентность отходов как накопленных ранее, так и образующихся при эксплуатации АЭС.

Развитие новых видов технологии переработки отработавшего топлива необходимо для перспективных топливных циклов на базе реакторов нового поколения (БРЕСТ и др.), в которых наряду с оксидным топливом предполагается использовать нитриды, керметные композиции и другие типы.

Серьезной проблемой в ближайшей перспективе (7—8 лет) станет накопление отработавшего топлива ВВЭР-1000: ежегодная выгрузка из 19 действующих блоков составляет около 420 т. В хранилищах только российских АЭС в настоящее время находится 1100 т отработавшего топлива, 2100 т топлива российских и украинских станций поступило в хранилище Горно-химического комбината, что составляет около 40 % его сегодняшних возможностей. В ситуации, при которой пуск завода РТ-2 в эксплуатацию в ближайшие 20 лет будет затруднен, в топливном цикле большой энергетики может сложиться критическое положение.

Возникают проблемы и с топливообеспечением. К 2010 г. запасы урана в России сократятся на 40%.

Намеченная модернизация РТ-1 направлена на существенное повышение экономичности переработки топлива за счет оптимизации технологии, вовлечения в переработку топлива ВВЭР-1000 и зарубежного [1].

В 2015—2020 гг. предполагается завершение строительства завода РТ-2 производительностью 1500 т/год по переработке топлива ВВЭР-1000, зарубежных PWR, BWR и, возможно, РБМК.

Переработка отработавшего топлива на РТ-1. На РТ-1 используется усовершенствованный пурекс-процесс, обеспечивающий также выделение ^{237}Np , что является элементом фракционирования. К настоящему времени на заводе переработано более 3000 т топлива ВВЭР-365, -440, около 250 т БН-350, -600, десятки тонн топлива транспортных и исследовательских реакторов.

На рис. 1 представлены основные технологические переделы завода РТ-1 и продукты переработки. Замыкание ЯТЦ по урану обеспечивается производством плава гексагидрата нитрата уранила с содержанием ^{235}U 2,4 — 2,6 %, используемого для изготовления вторичного топлива РБМК.

В ходе промежуточных модернизаций завод РТ-1 нарастил мощности по переработке топлива ВВЭР-440 до 400 т/год — объему топлива всех 28 реакторов данного типа. Фактические годовые объемы переработки топлива в минувшем десятилетии сократились до 90—200 т (минимальное значение соответствует годовой выгрузке топлива исключительно российских АЭС с ВВЭР-440).

Одной из важных проблем замыкания топливного цикла является рецикл урана в ВВЭР. Концентрация ^{235}U в отработавшем топливе ВВЭР составляет 1,2—1,3%. Рецикл урана требует решения проблем, связанных с обеспечением необходимой кондиции регенерированного топлива (компенсация ^{236}U и нейтрализация ^{232}U).

Технологическая нитка завода РТ-1 по переработке топлива транспортных ядерных установок перерабатывает топливо с повышенным обогащением по ^{235}U . Получаемые регенераты используются для дообогащения обедненного урана переработки топлива ВВЭР-440 в целях изготовления топлива РБМК.

В последние годы резко возрастали объемы выгружаемого топлива атомных подводных лодок до 15—20 т ежегодно. Для уран-циркониевого и уран-бериллиевого топлива необходимо обосновать переработку или длительное хранение (захоронение). Для переработки необходима модернизация операций вскрытия—растворения топлива. Переработка дефектных отработавших ТВС требует новых технологических решений (систем контроля, упаковки в герметичные пеналы, разработки метода переработки в пеналах).

На заводе РТ-1 перерабатывается топливо активных зон и зон воспроизводства БН-600 (БН-350), работающих в конверторном режиме на урановом топливе со средним обогащением около 20 %. Урановые регенераты используются для получения вторичного топлива. Потребности в переработке такого топлива невелики (ежегодная выгрузка БН-600 составляет 6,2 т), и они вписываются в возможности обогащенной нитки завода. Принципиально возможна переработка экспериментальных сборок с уран-плутониевым топливом, испытываемых с 80-х гг. в БН-600.



Р и с. 1. Переработка отработавшего топлива на РТ-1

В перспективном плане в рамках завода РТ-1 должна получить развитие регулярная переработка стандартного уран-плутониевого топлива быстрых реакторов.

На заводе РТ-1 совместно с отработавшим топливом ВВЭР может быть переработано смешанное уран-плутониевое топливо быстрых реакторов, содержащее ~2 т/год по плутонию.

В нашей стране имеется 33 действующих и выведенных из эксплуатации исследовательских реактора, вместе с зарубежными, построенными по российским проек-

там, около 40. Кроме того, есть несколько десятков критических и подкритических исследовательских стендов. В хранилищах накоплено около 30 т облученных материалов. На заводе РТ-1 обеспечена переработка «массовых» материалов топлива исследовательских реакторов.

Из реализованных на сегодня возможностей выпадают некоторые топливные композиции: $U-Zr$, $U-Be$, UO_2 в медно-магниево-матрице, уран-молибденовый сплав и др., для которых необходимы дополнительные технические и технологические средства переработки, в основном, на головных стадиях процесса. В большинстве случаев это нестандартное топливо имеется в небольших количествах, и вопрос стоит в выборе подходов к способу его утилизации: переработка или захоронение.

Отработавшее топливо РБМК может быть переработано по существующей технологии, что было ранее подтверждено проверкой на РТ-1. В перспективе целесообразно рассматривать необходимость его переработки. В первую очередь это касается топлива дефектных ТВС.

Модернизация завода РТ-1 (см. таблицу). При увеличении выгорания >50 МВт·сут/кг встает вопрос оптимальной стратегии переработки для рефабрикации топлива. Показатели по очистке урана и плутония один от другого и от продуктов деления, достигающие $10^7 - 10^8$, при большом выгорании избыточны, так как накопление ^{232}U , получение смешанного уран-плутониевого топлива из энергетического плутония ставят проблему организации дистанционного получения нового топлива из рециклированных продуктов. В этом случае одноцикличный пурекс-процесс позволит реализовать совместную реэкстракцию урана и плутония в заданной пропорции для рефабрикации смешанного топлива и существенно снизить объемы средне- и низкоактивных отходов. В качестве варианта переработки топлива ВВЭР с большой глубиной выгорания (>50 МВт·сут/кг) может быть предложен регенерационный цикл, включающий:

совместную экстракцию урана, плутония (при необходимости и нептуния) из азотно-кислых растворов;

реэкстракцию плутония (при необходимости и нептуния) и частично урана с заданным молярным отношением $U:Pu$ (для производства смешанного топлива тепловых реакторов или быстрых);

реэкстракцию основного количества урана, его кондиционирование для использования или длительного контролируемого хранения.

Основные направления НИОКР по модернизации технологических процессов завода РТ-1

Модернизируемый узел	Основные результаты	Использование, кроме РТ-1
Вскрытие топлива (рубка)	Возможность переработки топлива ВВЭР-1000, PWR, BWR и дефектных ТВС, возможность отделения топлива от оболочки до его растворения	РТ-2, БРЕСТ (водные, комбинированные и пирохимические процессы)
Растворение	Увеличение производительности в 3 раза за счет перехода на непрерывный процесс, снижение капитальных и эксплуатационных затрат в системах газоочистки за счет оптимизации газовыделения при растворении	Водная технология переработки топлива на РТ-2
Экстракционная переработка	Сокращение количества отходов в пересчете на остеклованные высокоактивные примерно на 250 т/на 1 т за счет уменьшения экстракционных ступеней на 50 единиц, снижения потребления карбоната натрия и $Fe(II)$ в 2 раза, исключения использования серной кислоты	То же
Перспективы экстракционной переработки	Снижение количества остеклованных высокоактивных отходов до 300 кг/т за счет перехода к одноцикловому пурекс-процессу, использования бессолевых реагентов, оптимального управления процессом в режиме реального времени	“—”

Сокращение объема отходов всех типов может быть достигнуто при использовании более эффективных реагентов. Например, ТИАФ — триизоамилфосфат, в 10 раз менее растворим в азотно-кислых растворах, в результате чего реэкстракты целевых металлов содержат

меньшее количество фосфора, что улучшает их качество по этому показателю. ТИАФ по сравнению с ТБФ обладает существенно большей емкостью по плутонию, что исключает образование второй органической фазы при любой реальной концентрации плутония [2]. Эффективны новые несолообразующие химические реагенты (органические замещенные гидразины и гидроксилламины, оксими и др.) и электрохимические методы в процессах стабилизации валентных форм U, Pu и Np и переработки отходов. При использовании в качестве «антинитритов» вместо нитрата гидразина в системе U(IV) — N_2H_4 существенным их преимуществом является отсутствие в продуктах окисления NH_4^+ и N_3^- . Замещенные гидроксилламины, монооксими и гидразинонитрилы, например, N,N-диэтилгидроксилламин, ацетальдоксим и гидразинпропионитрил реагируют с Np(VI) и Pu(IV) с высокой скоростью и при этом восстанавливают нептуний только до Np(V). Использование этаноламинов при регенерации экстрагента позволит уменьшить количество среднеактивных отходов на 150 — 200 кг нитрата натрия в расчете на 1 т топлива [3].

Существенное значение имеет усовершенствование оборудования для интенсификации технологических процессов, безопасности переработки и минимизации количества отходов. Этим требованиям отвечает пульсационная аппаратура.

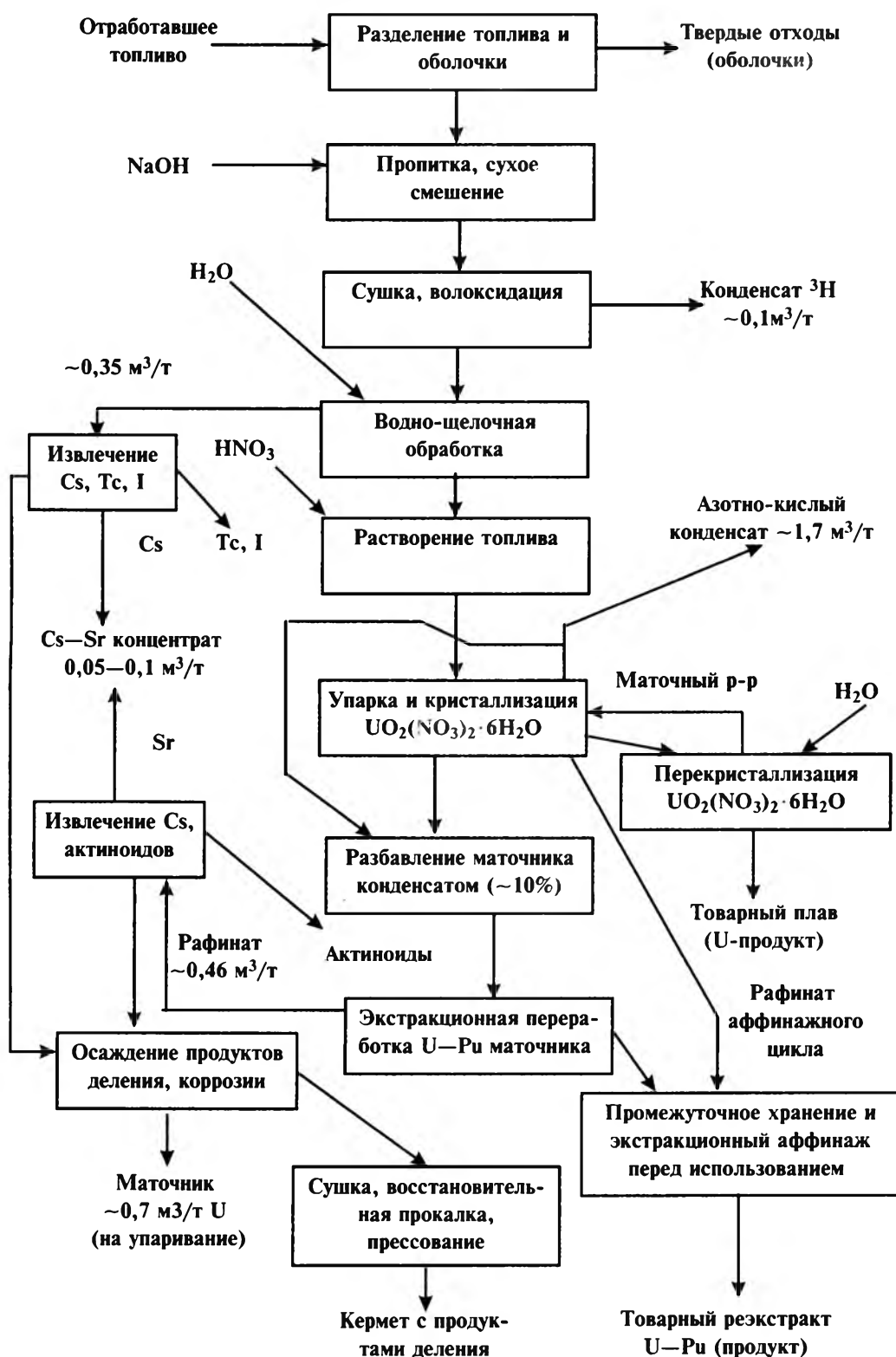
В качестве принципиально нового процесса для переработки исследуется сверхкритическая экстракция. Ее преимуществами являются высокая скорость переработки и минимальный объем отходов — только масса продуктов деления. Одним из нерешенных вопросов данного метода является обеспечение безопасности радиохимического процесса при высоком давлении (70 атм), однако возможность проведения процесса в малых объемах позволит создать взрывобезопасное оборудование.

Следует отметить возможность включения операций фракционирования ^{129}I , ^3H и ^{99}Tc в основную технологию переработки. Для локализации одного из наиболее долгоживущих осколков ^{129}I , а также ^3H целесообразна термическая обработка. Окислительная обработка топлива после его вскрытия при 300—500 °C позволит количественно удалить эти радионуклиды из топлива и локализовать для контролируемого хранения (^3H) или трансмутации (^{129}I).

Завод РТ-2 — водная и комбинированная технология. Основным принципом технологии переработки топлива на РТ-2 является фракционирование долгоживущих радионуклидов, которое осуществляется, начиная с головы процесса, с выделением утилизируемой фракции вторичных ядерных материалов (Pu, U), являющейся наиболее долгоживущей и одновременно полезной частью продуктов ядерно-энергетического комплекса. Характерной особенностью модифицированного процесса переработки является полное выделение всех элементов, экстрагируемых в ТБФ, а именно U, Pu, Np, Tc и даже Zr, и блокирование вредного действия технеция на процессы восстановительного разделения U/Pu/Np и самого технеция в присутствии гидразина. Проектная технологическая схема завода РТ-2 включает извлечение U, Pu, Np, Tc и Zr в головном экстракторе с последующим выделением фракций этих элементов, а также в дополнительных процессах фракционирования молибдена, актиноидов, ^{137}Cs и ^{90}Sr . Другие долгоживущие радионуклиды, ^{129}I и ^{14}C подлежат локализации при растворении топлива, хотя эти действия условно относят к газоочистке.

С учетом современных экологических требований, необходимости повышения экономической эффективности переработки несомненна целесообразность проработки перспективных водных и сухих методов.

Одним из вариантов для оксидного отработавшего топлива является процесс, основанный на комбинации пирохимических и водных методов переработки (рис. 2). Технологическая схема включает пирохимическую щелочную обработку оксидного топлива для связывания анионообразующих компонентов, окисления урана и отгонки тритиевого конденсата; выщелачивание и первичное фракционирование радионуклидов; азотно-кислотное растворение волоксицированного топлива (твердого остатка после щелочного выщелачивания) и выпаривание полученного раствора; кристаллизацию (перекристаллизацию) гексагидрата нитрата уранила и отделение концентрата плутония с сопутствующим (до 15% исходного) ураном, актиноидами и кислотной фракции продуктов деления; экстракционную очистку



Р и с. 2. Комбинация пирохимических и водных методов переработки отработавшего топлива

урансодержащего плутониевого концентрата по модифицированной схеме пурекс-процесса; отверждение фракций Cs + Sr и актиноиды + остаточный плутоний в керметных блоках с медной матрицей для хранения и захоронения фракционированных отходов [4]. Перечисленные технологические операции в основном известны или имеют развитые технологические аналоги, однако практическая реализация данной схемы требует значительного объема НИОКР.

Другая комбинированная схема для оксидного топлива может включать газотермическую переработку с выделением гексафторида урана, очистку плутония и фракционирование продуктов деления водным или неводным методом (рис. 3).

Газотермический метод ранее рассматривался как перспективный, и несколько организаций в России работало над этой проблемой. На установке "Фрегат" был проведен комплекс исследований по переработке реального облученного уранового и смешанного уран-плутониевого топлива быстрых реакторов.

Результаты по выделению и очистке гексафторида урана позволяют рассматривать эту технологию как возможный вариант рецикла урана. При этом основными достоинствами являются совместимость с традиционной технологией обогащения урана и возможность прямой конверсии гексафторидов в оксидное топливо.

Неводные методы переработки — компактность и нераспространение ядерных материалов. Достоинства неводных методов являются компактность оборудования, малые объемы отходов, получаемых в твердом виде непосредственно после извлечения целевых компонентов; стабильность используемых неорганических реагентов в высоких радиационных полях и, следовательно, возможность переработки без выдержки.

Пирохимические методы, как правило, удобны для решения конкретных задач и вряд ли могут быть доведены до универсального приложения.

В настоящее время следует серьезно рассматривать четыре перспективных направления переработки топлива:

- комбинацию пирохимических и водных методов переработки, состоящую из отработанных процессов сухой переработки, водных методов кристаллизации уранил-нитрата и экстракционного выделения плутония;

- пироэлектрохимическую переработку смешанного оксидного топлива, испытанную на опытно-промышленном уровне на модельных материалах и проверенную на отработавшем топливе;

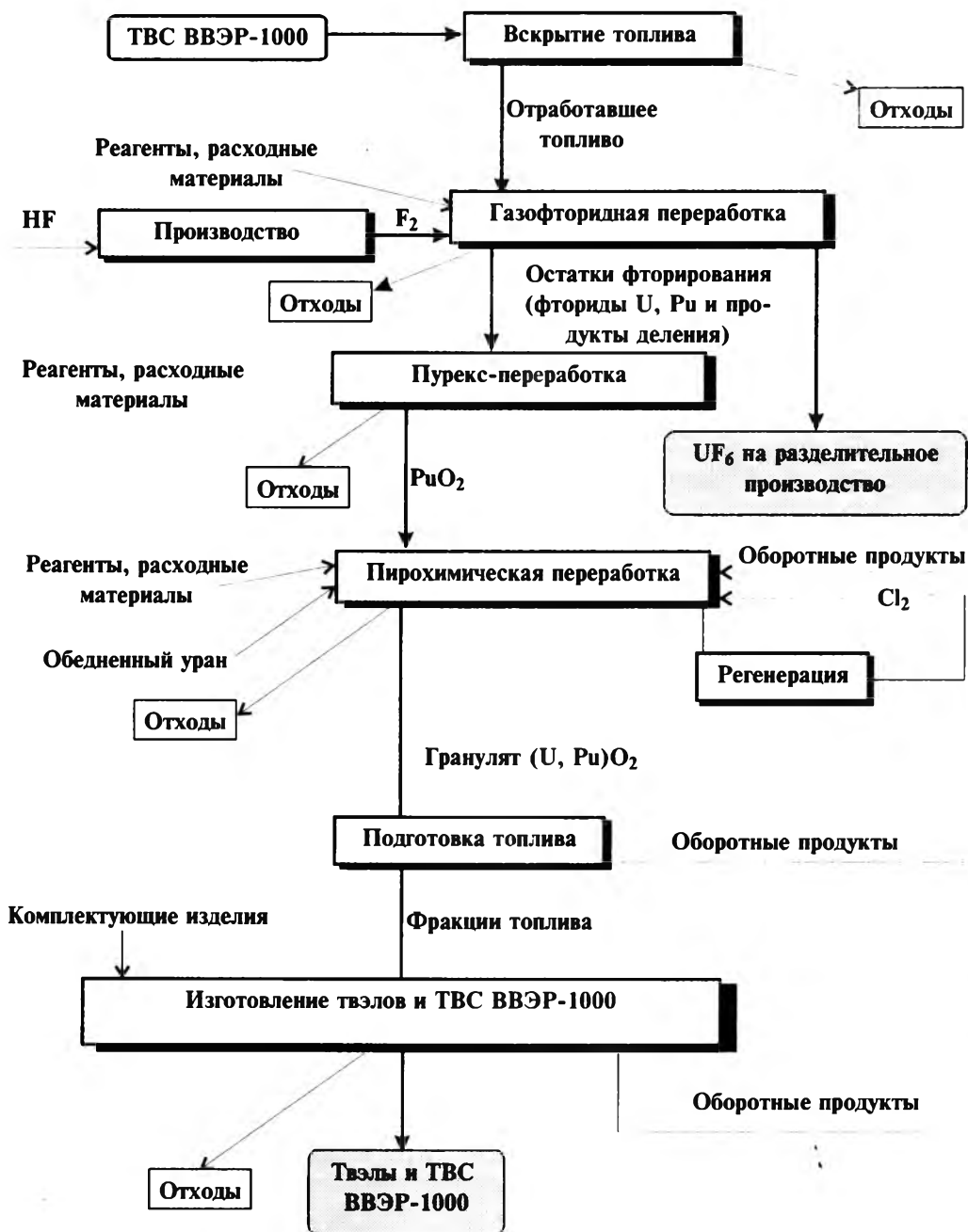
- газотермическую переработку, позволяющую организовать рецикл урана и его обогащение;

- пироэлектрохимическую переработку смешанного нитридного топлива быстрых реакторов в расплавах солей, как хлоридов, так и фторидов (на пристанционном заводе реактора БРЕСТ).

Ведутся исследования по переработке топлива различного вида в молибдатных и других расплавах, изучаются процессы обработки для удаления лишь части продуктов деления для повторного использования (методы термической обработки, обработки в расплавах металлов). Однако эти методы не вышли из стадии лабораторных проверок.

Нитридное топливо реактора БРЕСТ может быть переработано по водной технологии, но реализация концепции пристанционного завода для АЭС с быстрыми реакторами возможна при использовании сухого репроцессинга и кондиционирования отходов [5]. Хлоридный процесс основан на анодном растворении нитридного топлива в расплаве с последующим выделением или металлов, или нитридов. Исследования показали, что реализуемы несколько разновидностей метода с получением металлических актиноидов и прямым получением смешанных моонитридов.

Изучается нитрирование восстановленного металла для повторного изготовления топлива. Главным в этой технологии становится достижение оптимального соответствия между процессом переработки и изготовлением ТВЭЛов из нитридного топлива.



Р и с. 3. Комбинированная схема завода РТ-2 для регенерации отработанного топлива ВВЭР-1000 и изготовления ТВС

Большую значимость для неводной технологии имеет отработка методов отделения топлива от оболочек с одновременным улавливанием газообразных продуктов деления (³H, радиоактивных благородных газов и др.)

Основным критерием применения той или иной технологии должно быть ее экономическое преимущество, что требует проведения НИОКР, включая комплексную проверку технологии и оборудования на опытно-промышленных установках и реальных продуктах с последующим технико-экономическим сравнением.

Стратегия ЯТЦ и переработка отработавшего топлива. Крупномасштабное развитие ядерной энергетики требует перехода к трансмутационным ЯТЦ с соответствующим химико-технологическим обеспечением переработки.

В рамках концепции двойного ЯТЦ (энергетический и трансмутационный) рассматриваются преимущественно водная технология для коммерческой переработки топлива АЭС (первый ЯТЦ) и сухие методы для переработки и рефабрикации топлива, содержащего актиноиды (второй трансмутационный ЯТЦ). Реализация такого подхода требует полного выделения и рециклирования всех актиноидов.

С учетом современных условий на ближайшую перспективу в качестве основного метода переработки сохранится пурекс-процесс. Выделенный плутоний будет использован в смешанном топливе.

Реализация фракционирования высокоактивных отходов и рецикла актиноидов определяется развитием соответствующей трансмутационной программы, а также возможным потреблением в народном хозяйстве некоторых нуклидов. В настоящее время разработана технология фракционирования высокоактивных отходов, однако коммерческая направленность переработки отработавшего топлива требует исключения операций, не связанных с получением топлива. Опыт практической реализации фракционирования на РТ-1 показал наличие проблем по полноте извлечения целевых компонентов фракционирования и увеличение объема вторичных отходов. Ситуация с накоплением ^{237}Np показывает необходимость комплексного подхода к переработке и трансмутации радионуклидов, при этом в первую очередь необходимо выделение актиноидов.

При повышении выгорания отработавшего топлива до 60—70 ГВт·сут/т коммерческая переработка может быть целесообразна при условии выделения уран-плутониевой композиции (возможно, с нептунием) для рецикла смешанного топлива. Целесообразно рассмотреть возможность разработки пирохимических вариантов фракционирования высокоактивных отходов, содержащих значительное количество «грязного» урана и актиноидов, с рециклом в реакторах-трансмутаторах.

Выводы. Переработка топлива решает две главные взаимосвязанные цели: рецикл делящихся материалов и экологическая безопасность ядерной энергетики — радиационно-миграционная эквивалентность накопленных отходов, что обеспечивается сжиганием делящихся материалов и наиболее токсичных радионуклидов, а также возможным использованием некоторых радионуклидов в народном хозяйстве и получением наиболее безопасных форм радионуклидов для захоронения.

Реконструкция РТ-1 принадлежит к числу первоочередных задач, она обеспечит переработку топлива ВВЭР-1000 и экономически эффективный рецикл урана.

Особенно важно соединить в единой промышленной структуре две стадии топливного цикла, которые в настоящий момент в России и мире разделены и независимы: переработку и рефабрикацию вторичного топлива. Такое объединение обеспечит полную внутреннюю замкнутость нового производства по прямым и обратным связям: продуктовые (уран, плутоний) потоки от завода РТ-1 — брак, обороты, отходы от топливопроизводящей стадии. В эту структуру должна технологически вписываться и цепочка конверсии оружейного плутония.

Вовлечение регенерированного урана и плутония в топливный цикл ВВЭР и быстрых позволит реализовать замкнутый ЯТЦ.

Большое значение имеет участие в мировом рынке переработки отходов. Анализируя основные тенденции мирового развития технологии переработки, можно сделать вывод о поливариантности подходов к решению задачи. Разрабатываемые методы имеют технологические ниши, определяемые конкретными условиями стран-разработчиков (реакторный парк, концепция развития ядерной энергетики, общеэкономические условия и др.). Создание альтернативных методов переработки топлива развивает инфраструктуру и гибкость ядерной технологии, учитывает потребности малой энергетики.

Экономическая перспектива замкнутого ЯТЦ на основе быстрых реакторов во многом будет определяться развитием технологических возможностей переработки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Солонин М.И., Поляков А.С., Никипелов Б.В. и др. Замыкание уран-плутониевого цикла: опыт, перспективы решения, нормативно-законодательная база, обращение с отходами. X ежегодная конф. Ядерного общества России, 28 июня— 3 июля 1999, Обнинск.
2. Розен А.М. и др. — Атомная энергия, 1985, т. 59, вып. 6, с. 413.
3. Polyakov A.S., Koltunov V.S., Marchenko V.I. et al. Trends for minimization of radioactive waste arising from spent nuclear fuel reprocessing. — In: Intern. Conf. Global'99, August 29 — September 3, 1999, Jackson Hole, Wyoming, USA, 1999.
4. Волк В.И. Новые подходы к процессу переработки отработавшего ядерного топлива. 2-я Межд. конф. и выставка «Радиационная безопасность». 9—12 ноября 1999 г. С.-Петербург
5. Адамов Е.О., Ганев И. Х., Лопаткин А. В. и др. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. Монография. М., НИКИЭТ, 1999. 252 с.

РАЗРАБОТКИ НПО “РАДИЕВЫЙ ИНСТИТУТ” В ОБЛАСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ЯТЦ

*Римский-Корсаков А.А., Романовский В.Н., Любцев Р.И., Лазарев Л.Н.
(НПО “Радиевый институт” им. В.Г. Хлопина)*

Безопасное обращение с радиоактивными отходами является одной из тех проблем, от которых в значительной мере зависит судьба ЯТЦ в целом, возможные масштабы и динамика развития ядерной энергетики. Отработавшее топливо содержит большое количество, в том числе особо опасных радионуклидов, обладающих разнообразными ядерно-физическими, радиационными и физико-химическими свойствами. Задача заключается в том, чтобы для каждого из них найти такой способ обращения, который гарантировал бы безопасность для внешней среды на протяжении всего времени его существования (табл. 1).

Т а б л и ц а 1. Радионуклиды, определяющие активность и токсичность отработавшего топлива

Временной интервал, год	Определяющие радионуклиды
До 100	^{55}Fe , ^{58}Co , ^{59}Ni , ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{125}Sb , $^{134,137}\text{Cs}$, ^{144}Ce , ^{147}Pm , $^{154,155}\text{Eu}$
100—1000	^{137}Cs , ^{151}Sm , $^{59,63}\text{Ni}$, ^{60}Co
1000—10000	$^{239,240}\text{Pu}$, ^{241}Am
10^4 — 10^5	^{237}Np , $^{239,240}\text{Pu}$, ^{243}Am , ^{14}C , ^{59}Ni , ^{93}Zr , ^{94}Nb
$>10^5$	^{129}I , ^{99}Tc , ^{239}Pu

Наиболее полно и радикально эта задача может быть решена только в рамках реализации замкнутого ядерного топливного цикла. Его центральным звеном является радиохимическая переработка, которая позволяет разделить отработавшее топливо на фракции индивидуальных и/или группы радионуклидов, причем каждая фракция имеет определенное назначение и своей специфичный способ обращения (рис. 1).

Таким образом, концепция замкнутого ЯТЦ позволяет решить две основные задачи: выделение из отходов полезных радионуклидов, которые могут быть или рециклированы в энергетических реакторах для получения дополнительной энергии (U , Pu , Am), или использованы в других областях промышленности, техники, науки (^{237}Np , ^{244}Cm , ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{99}Tc , платиновые металлы и др.) (табл. 2);