

Научная конференция Минатома России
“Ядерный топливный цикл”
(Москва, июнь 2000 г.)

Научно-технические проблемы ядерного топливного цикла

Иванов В.Б. (Министерство Российской Федерации по атомной энергии)

Ситуация, сложившаяся в настоящее время с отработавшим ядерным топливом, радиоактивными отходами, выведенными из эксплуатации атомными подводными лодками, а также необходимость обеспечения приемлемого ядерного топливного цикла будущих поколений АЭС требует комплексного и последовательного подхода. Особенности становления ядерной энергетики не способствовали выработке такого подхода к обращению с отработавшим топливом, и в этом — основная причина накопившихся в топливном цикле проблем.

Обеспечение ядерной энергетики делящимися материалами. В настоящее время не совсем ясно влияние складских запасов, количества и качества отвалов на стратегию выбора делящихся материалов. Нужна оптимизация форм и видов соединений урана (оксид, металл, нитрид, карбид) и плутония (оксид, металл, иные соединения), используемых для изготовления топлива, необходимо обосновать возможность применения тория (табл. 1). Всего номенклатура специального сырья и делящихся материалов, находящихся на предприятиях Минатома, насчитывает 127 наименований. Надо определить оптимизационные критерии выбора различных типов топлива и сроки их внедрения. Для этого необходимо создание интегральной базы данных.

Т а б л и ц а 1. Сводная номенклатура специального сырья и делящихся материалов, находящихся на складах и в незавершенном производстве, по состоянию на 01.01.2000 г.

Сырье	Концентрация ^{235}U , %
Уран:	
в черновых слитках	0,711
рафинированный в слитках	0,711
в таблетках	1,6—4,4
в стандартных заготовках	0,711
в ДАВах	21—90
в плаве	0,652—0,711
U_3O_8	0,4—0,711
Тетрафторид урана	0,711
Гексафторид урана:	
Н	0,711
РС	0,652
Н обогащенный	1—90
РС обогащенный	1—4,4
Диоксид урана	1—90
Отвалы урана разделительных производств	0,1—0,652

Расстановка приоритетов при выборе материалов такова:

ядерная и радиационная безопасность при изготовлении и обращении (хранение, транспортировка);

максимальное обеспечение безопасности реактора;

возможность реализации эффективной технологии обращения с отработавшим топливом с учетом минимальных объемов отходов и минимального радиационного воздействия на окружающую среду;

экономика топливного цикла;

сроки обеспеченности сырьевыми ресурсами (отечественными и зарубежными), их доступность.

С учетом этих приоритетов необходимо провести оптимизационные расчеты, обосновывающие выбор делящихся материалов.

Т а б л и ц а 2. Условия эксплуатации и факторы, определяющие работоспособность топлива ВВЭР

Факторы, определяющие работоспособность топлива	Параметры эксплуатации					
	Температура		Поток нейтронов	История мощности	Теплоноситель	Выгорание топлива
	оболочки	топлива				
Размерная стабильность:						
ТВС				○		○
твэла	○		○	○		○
Оболочка:						
коррозия	○		○	○	○	○
наводороживание	○		○			○
механические свойства	○		○			○
Выход газообразных продуктов деления из топлива		○		○		○
Коррозия растрескивания оболочки				○		○
Разгерметизация твэла и поведение топлива в условиях разгерметизации		○		○		○

Конструкции твэлов и ТВС реакторов. Конструкционные материалы, размеры, форма, особенности конструкции, проектные параметры выгорания и др. должны учитывать экономические аспекты работы АЭС и обращения с отработавшим топливом и отходами (табл.2). К основным видам делящихся материалов, используемых в ядерном топливе, относятся:

оксиды урана разного обогащения; в настоящее время стоимость урана, полученного путем дообогащения гексафторида из отвалов с содержанием ^{235}U 0,25%, существенно ниже, чем при его добыче;

металлический уран (реакторы АДЭ), уранил-нитратный плав, оксиды;

смесь оксидов урана и плутония (смешанное уран-плутониевое топливо);

нитриды (урана, плутония или смешанные), получаемые из металлов или восстановлением из оксидов.

Основные критерии выбора типа топлива:

стоимость свежего топлива на отечественном и мировом рынке;

наличие экономически выгодной инфраструктуры для обращения с таким топливом на всех стадиях его жизни;

качество, удовлетворяющее заказчика, стоимость регенерируемого делящегося материала после первого и последующих циклов переработки с учетом обращения с радиоактивными отходами;

транспортные расходы;

кратко- и долговременная тенденции доступности и стоимости.

При оптимизации конструкций твэлов и ТВС выбору подлежат конструкционные материалы для реакторов разных типов (ВВЭР, РБМК, быстрые с различными теплоносителями, газоохлаждаемые), особенности конструкции (размеры, форма, механика, теплогидравлика), оптимальный уровень выгорания как функция экономики генерации энергии, в том числе в режимах маневрирования мощности, использования продуктов регенерации, технологии обращения с отработавшим ядерным топливом и отходами.

Мониторинг состояния твэлов и ТВС в реакторе. Основными целями являются диагностика причин выхода из строя, улучшение расчетных методик и моделей, определяющих текущие и конечные параметры твэлов и ТВС, повышение живучести твэлов в условиях переменной мощности и проектных аварий. Общие задачи, подлежащие решению, — методы расчета параметров твэлов и ТВС на основе данных систем внутриреакторного контроля, верификация расчетных моделей, диагностика герметичности оболочек (системы КГО), определение причин выхода из эксплуатации на стендах инспекции в бассейнах выдержки; ремонт вышедших из эксплуатации ТВС (экономическая целесообразность, техническая реализация: сборно-разборные ТВС, хранение негерметичных твэлов и др.); расчетное прогнозирование ресурса твэлов по эксплуатационным параметрам (показателям водно-химического режима, загрязнения теплоносителя, скорости переходных режимов и др.); расчеты параметров твэлов и ТВС на основе данных систем внутриреакторного контроля.

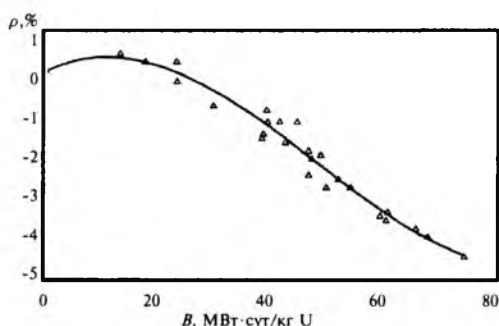
ВВЭР. Перечень основных параметров, характеризующих состояние топлива ВВЭР-1000, приведен в табл. 3, результаты экспериментальных исследований состояния твэлов по разным параметрам — на рис. 1—9.

Т а б л и ц а 3. Основные параметры, характеризующие состояние топлива ВВЭР-1000

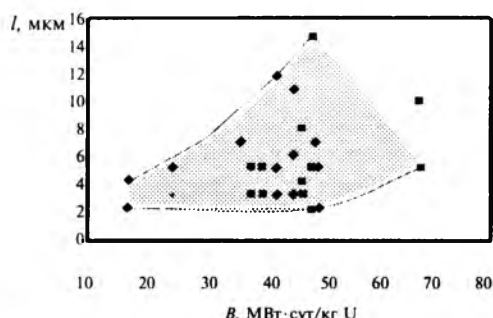
Требование безопасности	Параметр	Метод первичных исследований
Герметичность твэла (пэла, СВП)	Внутреннее давление газа	Измерение давления
Ограничение изменения формы ТВС и стержней	Длина ТВС, размер "под ключ", изгиб, закручивание ТВС, длина, диаметр стержня, диаметр ячеек решетки	Сравнение с образцом оптическим или контактным методом
Ограничение температуры таблеток	Максимальная рабочая температура таблеток	Исследование распределения продуктов деления по объему твэла, нейтронная и рентгеновская радиография
Ограничение температуры оболочки твэла	Наличие и толщина оксидной пленки, наличие оплавлений	Оптический метод
Ограничение внутреннего давления на оболочку	Зазор топливо—оболочка, давление газообразных продуктов деления	Компрессионный метод. Анализ количества и состава газов в твэле
Ограничение окисления и гидрирования оболочки	Наличие и масштаб окисления, гидрирования	Оптический, вихретоковый методы
Ограничение уплотнения и распухания топлива	Размер центрального отверстия Длина топливного столба Диаметр твэла	Нейтронная радиография Рентгеновская радиография Контактный метод
Ограничение перемещения таблеток внутри твэла	Зазор между таблетками	Нейтронная и рентгеновская радиография
Ограничение фрагментации твэлов, топливного столба и повреждения оболочки	Форма таблеток, элементов ТВС, дефекты стержней	Оптические методы, нейтронная и рентгеновская радиография, вихретоковая дефектоскопия
Ограничение выгорания	Распределение по объему твэлов	Методы γ -спектрометрии, автордиографии

По результатам эксплуатации российских и зарубежных АЭС среднее число негерметичных твэлов ВВЭР-440 (В-213) составляет $2,5 \cdot 10^{-5}$ 1/год, ВВЭР-1000 — $1,8 \cdot 10^{-5}$ 1/год, что соответствует уровню негерметичных твэлов PWR (Франция $\sim 2 \cdot 10^{-5}$ 1/год, США $\sim 2,5 \cdot 10^{-5}$ 1/год). На ближайшее время можно считать важнейшими следующие задачи:

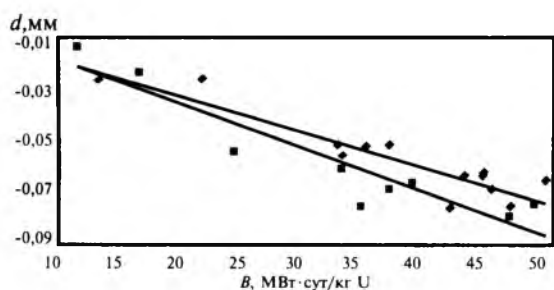
разработка и обоснование внедрения в 2002 г. 5-годового топливного цикла на 3-м блоке Кольской АЭС на базе усовершенствованных конструкций рабочих ТВС и ТВС АРК (размер «под ключ» 145 и 144, 2 мм соответственно, толщина чехла 1,5 мм, шаг ячейки твэла 12,3 мм);



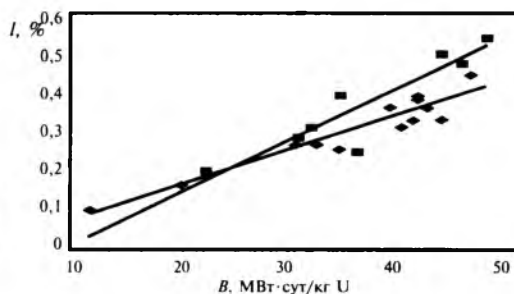
Р и с. 1. Изменение плотности топлива в зависимости от выгорания



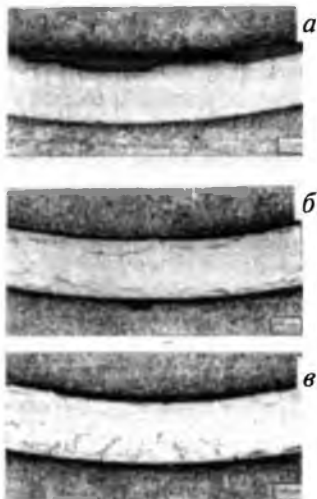
Р и с. 2. Изменение толщины оксидной пленки на внешней поверхности оболочки твэлов ВВЭР-1000 (◆) и ВВЭР-440(■)



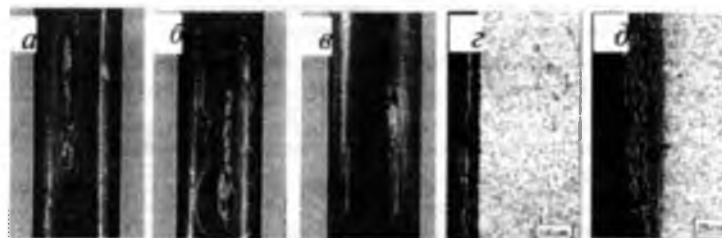
Р и с. 3. Зависимость изменения диаметра твэлов ВВЭР-1000 (◆) и ВВЭР-440(■) от выгорания топлива



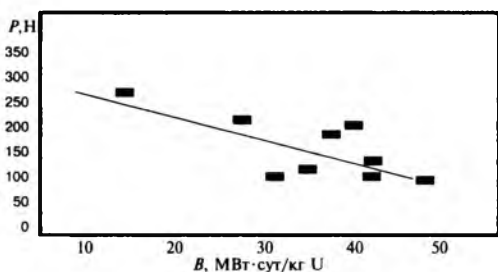
Р и с. 4. Зависимость изменения удлинения твэлов ВВЭР-1000 (◆) и ВВЭР-440 (■) от выгорания топлива



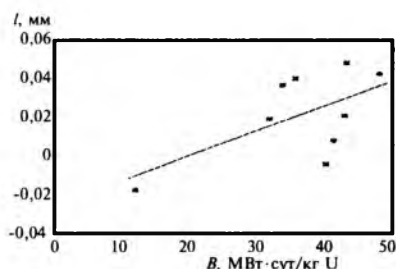
Р и с. 5. Состояние циркониевой дистанционирующей решетки I (а), 6 (б), 11 (в) ТВС ВВЭР-440 после пяти топливных циклов от низа пучка



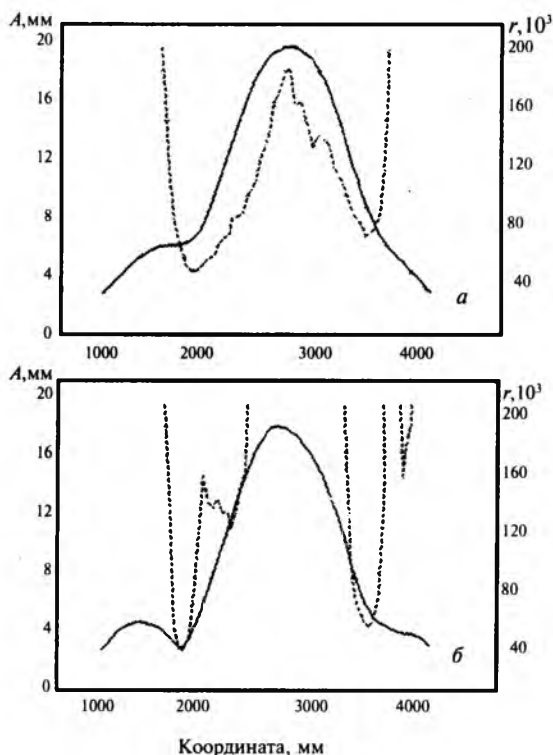
Р и с. 6. Внешний вид твэлов на участках фреттинг-коррозии (а, б, в) и микроструктура (г, д)



Р и с. 7. Уменьшение усилий извлечения твэлов ВВЭР-1000 P с ростом выгорания топлива



Р и с. 8. Изменение зазора твэл—ячейка в ТВС ВВЭР-1000 с ростом выгорания топлива



Р и с. 9. Изменение модуля прогиба (—) и радиуса кривизны (---) ТВС 16 (а) и 17 (б)

разработка и лицензирование 5-годичного топливного цикла для АЭС «Дукованы» (Чехия) с внедрением в 2002 г. (на базе усовершенствованных конструкций ТВС);

завершение в 2000 г. комплекса работ по обоснованию внедрения на 2-м блоке АЭС «Моховце» (Словакия) и на 3-м, 4-м блоках АЭС «Ясловске-Богунице» (Словакия) усовершенствованного 4-годичного топливного цикл;

разработка и внедрение ядерного топлива с расширением алгоритмов управления ВВЭР-440 (маневрирование мощности). Разработка такой конструкции ТВС АРК позволит значительно улучшить «гибкость» активных зон ВВЭР-440 по надежному и безопасному управлению маневрированием мощности. Кроме того, предлагаемая разработка повысит эксплуатационную надежность ядерного топлива за счет снижения всплеска энерговыделения в твэлах;

дальнейшее повышение эксплуатационной надежности ТВС в условиях «старения» реакторов;

разработка и внедрение твэлов с регенерированным ураном. Вовлечение регенерата урана в топливный цикл ВВЭР является стратегической необходимостью — за последние 5 лет резко сократились поставки тетрафторида и объемы перерабатываемых оксидов урана марки РС, близких по изотопному составу к природному;

разработка технического проекта активной зоны для 4-годичного топливного цикла с использованием уран-гадолиниевой топливной композиции, с 2001 г. промышленное внедрение — этап №1 и с 2003 г. — этап №2 на АЭС России, Украины и Болгарии;

комплекс расчетно-экспериментальных и проектных работ в обоснование проектов активных зон для 4—5-годичных топливных циклов с конструкциями ТВС (разработки ОКБ «Гидропресс» и ОКБМ) повышенной надежности в условиях глубокого и сверхглубокого выгорания ядерного топлива ($\sim 55 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг U}$);

разработка обоснования первой топливной загрузки и стратегии переходных загрузок для блока №1 Ростовской АЭС с достижением в режиме стационарных перегрузок 4-годичного топливного цикла;

разработка обоснования первой топливной загрузки и стратегии переходных загрузок для блока №1 Ростовской АЭС с достижением в режиме стационарных перегрузок 4-годичного топливного цикла;

разработка проекта активной зоны с длительностью кампании 350 эф. сут, а также 18—24 мес.

РБМК. По результатам эксплуатации топлива на основе оксида урана (Ленинградская, Смоленская и Курская АЭС) число негерметичных твэлов составляет $(2-11)10^{-4}$ 1/год. Данные по Игналинской АЭС (РБМК-1500) приведены в табл. 4. Эксплуатационная надежность уран-эриевого топлива на Ленинградской АЭС (внедряется с 1996 г.) составляет $5 \cdot 10^{-5}$ 1/год (к числу загруженных ТВС). По результатам эксплуатации уран-эриевого топлива на Игналинской АЭС за период с 1995 г. по настоящее время среднее число негерметичных твэлов составляет примерно $2 \cdot 10^{-5}$ 1/год (к числу загруженных ТВС).

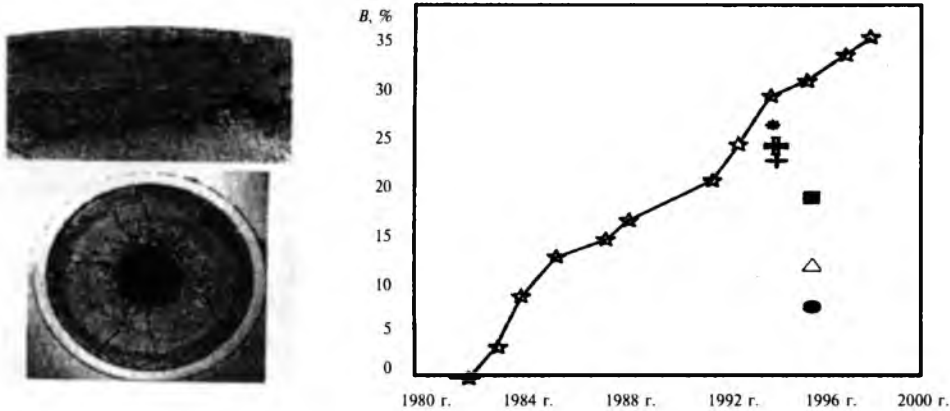
Т а б л и ц а 4. Эксплуатация ТВС РБМК-1500 на Игналинской АЭС в 1998—1999 гг.

Номер блока	Год загрузки	ТВС	
		Число выгруженных	Число негерметичных
1	1998	291	2
2	1998	484	6
1	1999	268	1
2	1999	382	4

Текущие задачи по топливу РБМК таковы:

- разработка технического проекта ТВС РБМК-1500 с уран-эриевым топливом обогащением 2,6%, промышленное внедрение;
- промышленное внедрение на АЭС России (Курская и Смоленская АЭС) уран-эриевого топлива с циркониевыми дистанционирующими решетками (обогащение 2,6%);
- разработка технического проекта ТВС с центральным закреплением твэлов, промышленное внедрение;
- разработка технического проекта ТВС РБМК-1000 с оптимальным обогащением (2,8%) и содержанием эрбия (0,5%), промышленное внедрение на Ленинградской АЭС.

Смешанное уран-плутониевое топливо и предельное выгорание. Проводятся интенсивные исследования возможностей достижения высокого выгорания смешанного уран-плутониевого оксидного топлива в быстрых реакторах. Представления о достижениях в этой области дает рис.10.



Р и с. 10. Микро- и макроструктура поперечного сечения твэла БОР-60 с выгоранием 32% тяж.ат. и максимальное выгорание PuO_2 в разные годы: ☆ — БОР-60 (виброуплотненное топливо); ● — НИИАР (виброуплотненное топливо); △ — БН-600 (ПО "Маяк"; таблетки); * — FFTF (21,7%); + — PFR; + — Рапсоди (21%); ■ — БОР-60 (таблетки)

Эффективная технология обращения с отработавшим топливом (табл. 5). Для обращения с такой большой массой отработавшего ядерного топлива необходима оптимизация транспортных операций, разработка технологии кратко- и долговременного хранения, разработка новых экономичных способов переработки с минимальным объемом отходов и фракционированием радионуклидов.

Т а б л и ц а 5. Оценка накопления отработавшего ядерного топлива в России

Год	Масса, тыс.т	Количество делящихся материалов, т	
		Плутоний	^{235}U
2000	15	90	140
2010	23	140	215
2025	33	240	350
2050	50	500	650

Эффективная технология обращения с радиоактивными отходами. Она включает кондиционирование, локализацию, контролируемое хранение, окончательное захоронение. Следует изучить возможности трансмутации долгоживущих радионуклидов, как актиноидов, так и продуктов деления (в реакторах в составе штатного топлива, специальных мишеней, на специальных установках). Для фракционирования определению подлежат номенклатура, степень выделения и изотопной чистоты, конечные и промежуточные формы материалов, содержащих фракционированные отходы. Одним из неизбежных этапов является контролируемое хранение, включая длительное, для этого необходимо выработать требования к контейнерам и площадкам, оптимальные сроки.

Реализация замкнутого топливного цикла. Для нее необходимы разработка инфраструктуры, эффективное распределение технологических процедур во времени, определение критериев эффективности замкнутого ядерного топливного цикла, расчетное и экспериментальное обоснование поведения отработавшего ядерного топлива при транспортировании и длительном хранении, технология переработки, рефабрикация нового топлива, совместимость технологии переработки и рефабрикации с требованиями безопасной эксплуатации реакторов и нераспространения делящихся материалов.

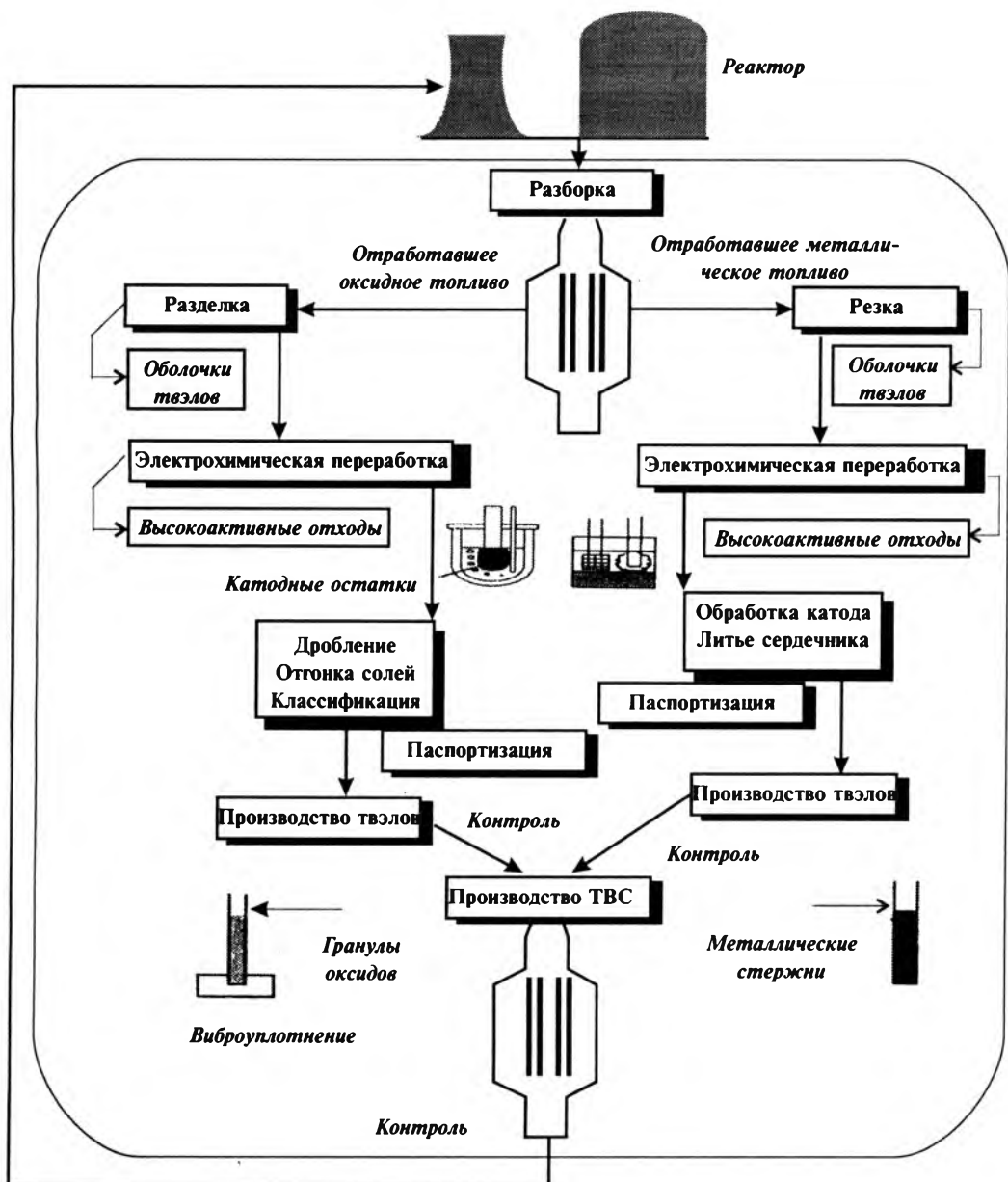
Стратегия государственной политики в области топливного цикла ядерной энергетики должна соответствовать интересам общества, обеспечивать конкурентоспособность и безопасность и определять исходя из этого типы реакторов и сопутствующие производства.

Замкнутый топливный цикл снижает расходование урана, вовлекает в цикл плутоний, уменьшает радиоактивность и токсичность материалов для вечного хранения, упрощает нераспространение ядерных материалов, улучшает перспективы экспорта реакторов, обеспечивает стабильную работу АЭС независимо от добычи урана, использование ценных радионуклидов и трансурановых элементов. В пользу замкнутого топливного цикла свидетельствуют также трудности открытого цикла: ненадежность прогнозирования безопасности хранения отработавшего топлива на тысячи лет (ничтожность опыта по сравнению с конечным сроком хранения); отсутствие данных о длительной устойчивости конструкционных материалов; необходимость большого расхода дорогостоящих материалов при захоронении отходов; отсутствие методов расчета для подтверждения безопасности захоронения; необходимость специальных геолого-разведочных работ большого объема; невозможность радиационно-эквивалентного захоронения.

Организация замкнутого топливного цикла включает в себя выбор типа АЭС, вида топлива, способа изготовления свежего топлива, способа переработки отработавшего топлива, способа хранения отходов переработки, способа размещения предприятий топливного цикла АЭС. Его экономичность зависит от мощности АЭС и глубины выгорания топлива, стоимости изготовления свежего и переработки отработавшего топлива, стоимости транс-

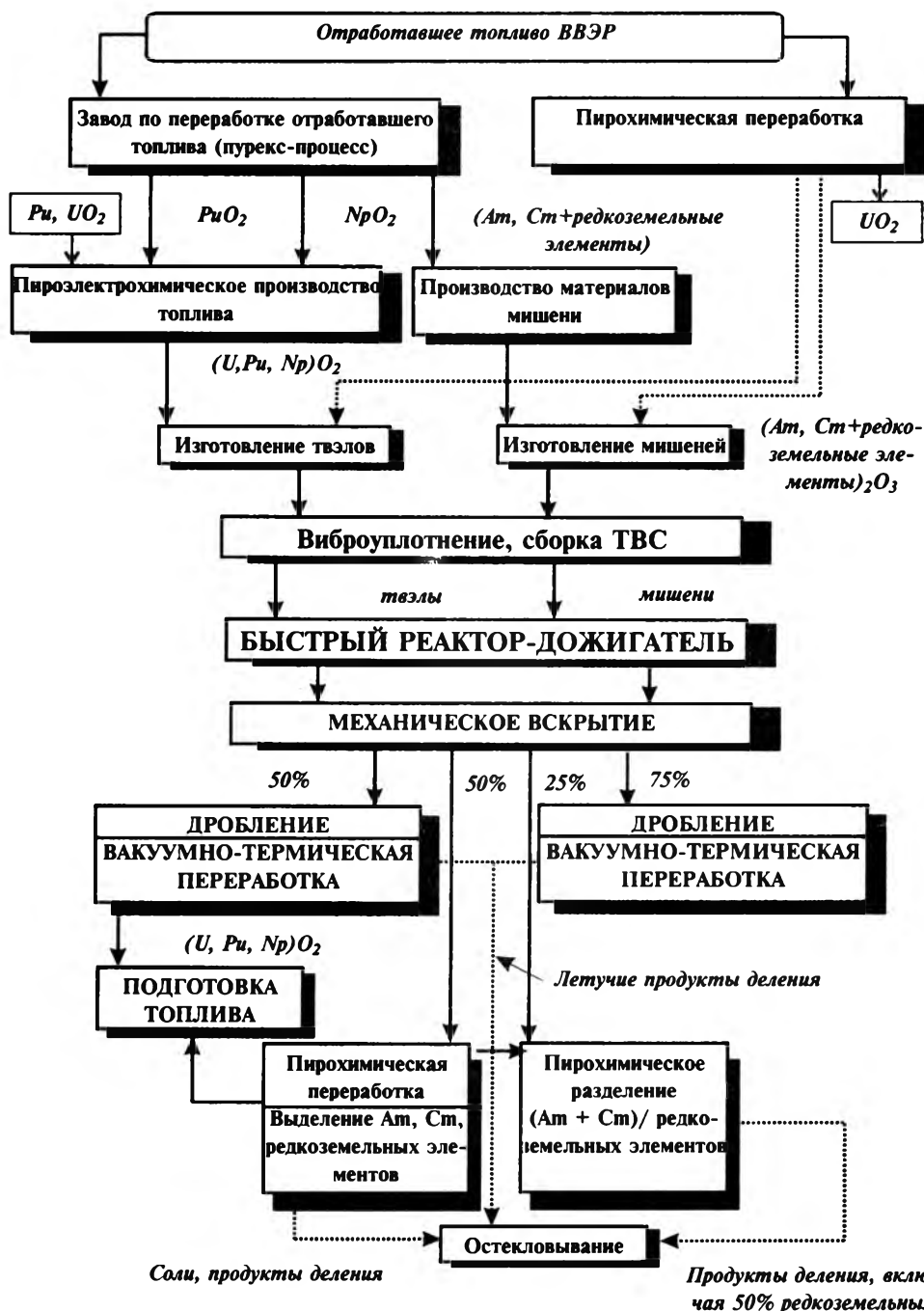
портировки топлива, хранения отходов, требований к отходам по содержанию Pu, Am, Np и долгоживущих продуктов деления.

Преимущества пирозлектрохимических процессов переработки отработавшего ядерного топлива. Исследования в этом направлении проводятся во многих странах, развивающих ядерную энергетику, в том числе и в России. Обобщенная схема соответствующих топливных циклов приведена на рис. 11. Привлекательными особенностями электрохимии являются высокая химическая и радиационная стойкость среды (электролит—ионная жидкость), отсутствие нейтронных замедлителей (электролит—раслав смеси хлоридов щелочных металлов), высокая емкость электролита по делящимся материалам (более 30 % по массе), повышенная защита от несанкционированного использования делящихся материалов (за счет



Р и с. 11. Обобщенная схема топливных циклов с применением пирозлектрохимических процессов

высокой остаточной γ -активности продуктов переработки), проведение технологического цикла в одном аппарате при достаточной гибкости процесса, минимизированный объем высокоактивных отходов по причине концентрирования продуктов деления, конечный продукт (гранулы оксидного топлива почти с теоретической плотностью кристаллов) непосредственно используется в виброуплотненных ТВЭлах. На рис. 12 представлена схема топливного цикла, в которой используется виброуплотненное топливо, реактор-выжигатель актиноидов и пирохимическая переработка.



Р и с. 12. Топливный цикл реактора-дожигателя актиноидов (программа DOVITA)

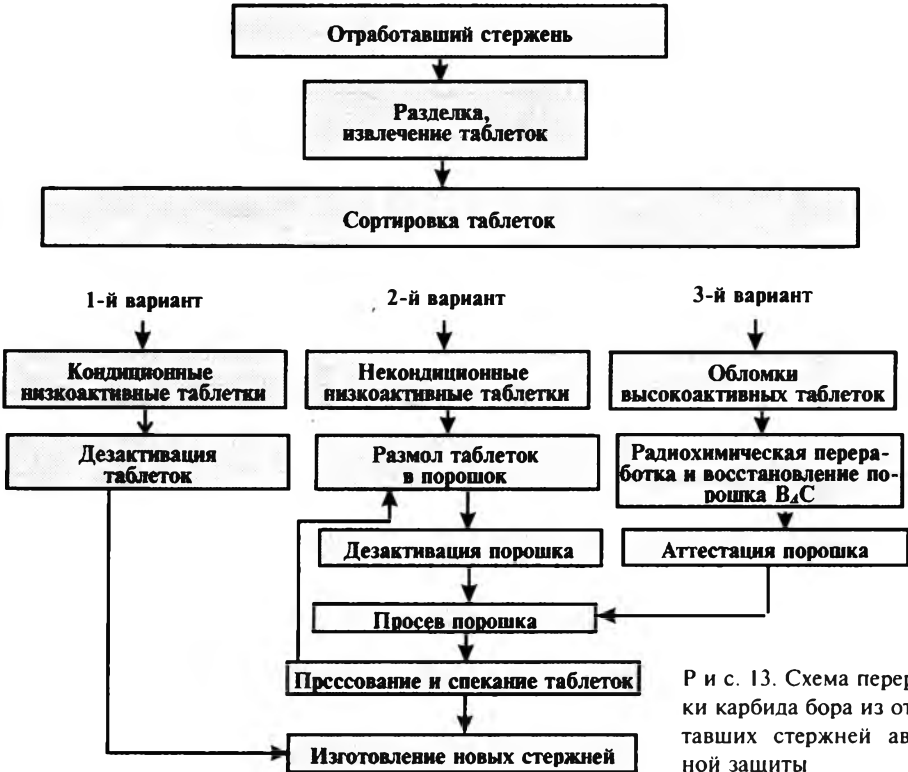
Замыкание циклов использования поглощающих и конструкционных материалов. Обогащенный по ^{10}B карбид бора — поглощающий материал с достаточной эффективностью поглощения нейтронов в условиях быстрых реакторов. Именно поэтому он в виде таблеток используется в качестве сердечника стержней аварийной защиты.

Применение этого поглощающего материала характеризуется некоторыми важными особенностями:

- высокая стоимость карбида бора из-за затрат на обогащение;
- после эксплуатации в реакторе карбид бора сохраняет исходное содержание ^{10}B (среднее выгорание ^{10}B по объему карбида бора не превышает 2—3%);
- отработавшие стержни требуют утилизации, но не могут быть утилизированы вместе с топливом.

Несомненные выгоды можно получить в результате многократного применения в реакторах карбида бора из отработавших стержней аварийной защиты. В НИИАРе для этой цели разработана технология радиохимической переработки облученного карбида бора, обеспечивающая замкнутый цикл использования обогащенного карбида бора в быстрых реакторах. Цикл может повторяться многократно до снижения содержания ^{10}B ниже установленного уровня. После этого можно добавлять в борную кислоту свежий высокообогащенный бор, что восстановит поглощенную эффективность материала. Качество получаемых при переработке продуктов — борной кислоты, порошка карбида бора и таблеток из него удовлетворяет основным требованиям, предъявляемым к поглощающим материалам стержней СУЗ.

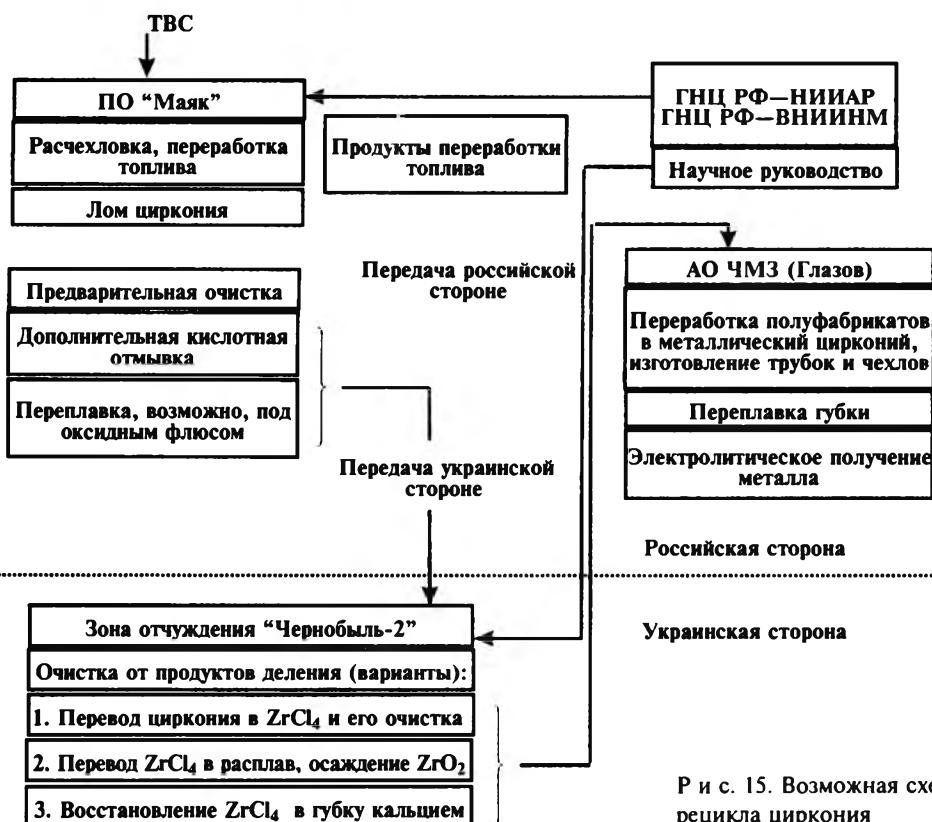
Другим материалом, возможность рециклирования которого изучается, является цирконий. Для реализации упомянутых возможностей необходима разработка дистанционных процессов, эффективной технологии и специального оборудования. Схемы рециклирования бора и циркония приведены на рис.13—15, некоторые численные характеристики — в табл.6.



Р и с. 13. Схема переработки карбида бора из отработавших стержней аварийной защиты



Р и с. 14. Замкнутый цикл использования обогащенного карбида бора в стержнях аварийной защиты БН-600 и BOR-60



Р и с. 15. Возможная схема рецикла циркония

Т а б л и ц а 6. Характеристики продуктов переработки

Борная кислота	Порошок B_4C	Таблетки B_4C
Содержание $H_3BO_3 \geq 99,5\%$ $B_{\text{общ}} \geq 17,3\%$ $\Sigma Fe, Al, Si, Mg \leq 0,2\%$	Содержание $B_{\text{общ}} \geq 74\%$ $C_{\text{общ}} \leq 20\%$ $C_{\text{своб}} \geq 1\%$ $B_4C \text{ } 98\%$	Диаметр 8—36 мм Плотность 2,1—2,3 г/см ³
Радиоактивность — на уровне естественного фона	Размер частиц $\leq 10 \text{ мкм}$	

Таким образом, важнейшими принципами повышения эффективности ядерной энергетики в XXI веке становятся:

- замыкание ядерного топливного цикла;
- оптимизация технологических систем;
- наивысший уровень внутренне присущей (естественной) безопасности.

Для их реализации должны быть решены проблемы организации непрерывной комплексной разработки всех элементов топливного цикла и осуществлена координация требований ко всем элементам топливного цикла на различных стадиях разработки реакторных установок и АЭС (НИОКР, конструирование, проектирование, эксплуатация).

Обращение с отработавшим ядерным топливом

*Солонин М.И., Иолтуховский А.Г., Поляков А.С.,
Полуэкттов П.П. (ГНЦ РФ—ВНИИНМ им. А.А. Бочвара), Грачев А.Ф.,
Голованов В.Н., Новоселов А.Е. (ГНЦ РФ—НИИАР), Аден В.Г., Булкин С.Ю.,
Вазингер В.В., Иванов Ю.А., Соколов А.В. (НИКИЭТ), Сафутин В.Д.,
Шафрова Н.П. (ВНИПИЭТ)*

Атомный комплекс — это обороноспособность и энергетическая независимость страны. Если сегодня доля атомной энергии в общем производстве составляет 13%, то в будущем она должна возрасти, особенно с учетом роста цен на нефть и газ. Ядерная энергетика является более экологически безопасной и экономичной по сравнению с энергетикой на органическом топливе, и ее развитие — залог будущей энергетической независимости, сохранения обороноспособности страны.

Темпы развития ядерной энергетики в настоящее время в значительной степени определяются безопасностью и экономичностью технологии внешних составляющих ядерного топливного цикла, суть которых состоит в обращении с отработавшим топливом, именно технологии:

- долговременного хранения;
- регенерации, вовлечения в цикл невыгоревших урана и плутония и утилизации радиоизотопов;
- кондиционирования и включения отходов переработки отработавшего ядерного топлива в твердую стабильную матрицу;
- хранения и захоронения.

В связи с этим обращение с отработавшим топливом относится к стратегическим направлениям промышленного и научно-технического развития Минатома. Подтверждением этого