

**Силы и напряжения в чехлах, обусловленные
циклическим изменением температуры на 300 °С**

Внутренний диаметр чехла, мм	Площадь сечения, см ²	Максимальная нагрузка, кН	Напряжение, МПа		Размах напряжений, МПа
			при нагреве	при охлаждении	
12	0,88	–13,4	–152,4	124,2	276,6
22	1,51	–22,7	–150,3	102,6	252,9

Заключение. Поскольку система штуцер—защитный чехол статически неопределима, то геометрические размеры штуцерной врезки оказывают существенное влияние на деформирование защитного чехла. Ситуацию можно улучшить, увеличив податливость собственно штуцерной трубки. Несомненна и велика роль предела текучести реального материала защитного чехла. В настоящем исследовании условный предел текучести $(\sigma_{0,2})_1 = 172$ МПа заимствован из норм прочности [2] и является гарантированным, но не реальным. Реально предел текучести может быть выше. Но это не снимает проблему полностью, так как штуцерная врезка в процессе эксплуатации АЭС длительное время находится при температуре 320 °С и напряжении, близком к пределу текучести, что способствует снижению упругих напряжений и росту необратимой деформации.

В настоящей статье нет оценок влияния на возможные процессы прогрессирующего формоизменения отклонений реальной геометрии штуцерной врезки от предусмотренной конструкторской документацией. Не соответствуют реальному изменению температуры элементов штуцерной врезки принятый одновременный нагрев всего штуцера и независимость модуля упругости E и коэффициента линейного теплового расширения α от температуры. Поэтому результаты являются предварительными и требуют дальнейшего уточнения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Васюков М.М., Осинцев А.В., Щепинов В.П. Оценка устойчивости защитных чехлов штуцеров оборудования реакторной установки ВВЭР-1000 методом реальных элементов. — Инженерная физика, 2007, № 3, с. 24—29.
2. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов АЭС (ПНАЭ Г-7-002—86). М.: Энергоатомиздат, 1989. 525 с.
3. Шарый Н.В., Семишкин В.П., Пименов В.А., Драгунов Ю.Г. Прочность основного оборудования и трубопроводов реакторных установок ВВЭР. М.: ИздАТ, 2004. 496 с.
4. Махутов Н.А., Гаденин М.М., Чернявский О.Ф. и др. Процессы малоциклового деформирования конструкций и методы их расчета. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Обеспечение безопасности АЭС, 2010, вып. 14, с. 51—68.

Поступила 6.02.15

В окончательной редакции 29.04.16

УДК 621.039.7

СРАВНЕНИЕ НЕКОТОРЫХ ВАРИАНТОВ ТЕХНОЛОГИЙ ЗАМКНУТОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

*Шадрин А.Ю., Иванов В.Б., Скупов М.В. (АО «ВНИИНМ», г. Москва),
Троянов В.М., Жеребцов А.А. (ИТЦП «Прорыв», г. Москва)*

Замыкание ядерного топливного цикла и использование в ядерной энергетической системе быстрых реакторов, кроме расширения ресурсной базы за счет полноценного использования изотопа ²³⁸U, позволяет решить основные проблемы: предотвращение накопления облученного ядерного топлива и минимизация долгоживущих радиоактивных отходов посредством утилизации трансурано-плутониевых элементов. Ключевыми вопросами технологий

замкнутого ЯТЦ являются повторное многократное использование регенерированного урана, плутония и нептуния, утилизация трансплутониевых элементов, таких, как америций и кюрий, обращение с которыми может значительно отличаться: америций после выделения можно направлять на трансмутацию, кюрий — на технологическое хранение длительностью до 100 лет. За это время кюрий в значительной степени распадается с образованием изотопов плу-

тония, которые в дальнейшем можно использовать в качестве делящегося материала в уран-плутониевых топливных композициях. Остаточное количество долгоживущего кюрия может быть направлено на трансмутацию аналогично америцию. Полезное использование плутония и нептуния может быть реализовано в системе как с тепловыми, так и быстрыми реакторами. При этом сжигание америция и кюрия может быть реализовано только в системе с быстрыми реакторами.

ВАРИАНТЫ ПОВТОРНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПЛУТОНИЯ И НЕПТУНИЯ

Актуальность настоящей работы заключается в необходимости выбора эффективной технологии при реализации замкнутого ЯТЦ. В настоящее время рассматриваются три основных варианта повторного использования плутония и, возможно, нептуния:

использование неразделенной смеси урана и плутония, выделенных из облученного топлива тепловых реакторов, для изготовления свежего с введением дополнительного количества ^{235}U , использование нептуния в данном варианте не формулируется как задача [1];

использование плутония, выделенного из облученного топлива тепловых и быстрых реакторов, для изготовления смешанного оксидного уран-плутониевого топлива для быстрых реакторов с натриевым теплоносителем при одновременном сжигании нептуния и америция [2, 3];

использование плутония, выделенного из облученного топлива быстрых реакторов, для изготовления смешанного уран-плутониевого нитридного топлива для быстрых реакторов со свинцовым или натриевым теплоносителем при одновременном сжигании нептуния и америция [2].

Замкнутый ЯТЦ накладывает требования безопасности, экологической приемлемости и экономической эффективности не только на реакторную установку, но и на технологии изготовления топлива, переработки облученного и обращения с радиоактивными отходами.

ЗАМКНУТЫЙ ЯТЦ НА ОСНОВЕ ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРОВ С РЕЦИКЛИРОВАННЫМ СМЕШАННЫМ УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ (НЕРАЗДЕЛЕННАЯ СМЕСЬ УРАНА И ПЛУТОНИЯ, ВЫДЕЛЕННАЯ ИЗ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРОВ)

Одним из вариантов является замкнутый ЯТЦ с топливом, полученным из продуктов переработки облученного топлива тепловых реакторов без разделения урана и плутония, что соответствует требованиям режима нераспространения ядерного оружия [1, 4]. Суммарное содержание ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu в продукте переработки зависит от начального обогащения, выгорания и времени выдержки облученного топлива и не превышает 1,6—2%. В качестве второй составляющей топливной композиции, обеспечивающей повышение содержания делящихся изотопов до необходимого уровня, предлагается использование обогащенного природного урана. Суммарное содержание в таком топливе $^{239+241}\text{Pu}$ составляет менее 1%.

Привлекательными сторонами цикла с таким топливом являются вовлечение в течение ограниченного числа рециклов регенерированного плутония и экономия природного урана (~25%). Вне такого цикла на основе быстрых реакторов нельзя многократно использовать регенерированный уран и плутоний — их качество ухудшается с числом рециклов, в частности, из-за накопления четных изотопов урана и ухудшения изотопного состава плутония и эффективно сжигать Np , Am , Cm и др. В цикле, сочетающем тепловые и быстрые реакторы, использование такого топлива всесторонне не рассматривалось.

Недостатком замкнутого ЯТЦ с рециклированным смешанным уран-плутониевым топливом, полученным из неразделенной смеси урана и плутония от переработки облученного топлива быстрых реакторов, является необходимость не только переработки всего объема облученного топлива, но и использования обогащенного урана, причем обогащение, очевидно, менее 20% еще предстоит оптимизировать прежде всего с точки зрения экономической конкурентоспособности. При этом предполагается использовать такое топливо во всех твэлах и ТВС активной зоны, что означает многократное увеличе-

ние стоимости изготовления по сравнению с урановым топливом. Согласно данным Массачусетского технологического института (США) 2011 г. стоимость изготовления топлива из природного урана почти в 10 раз ниже аналогичного показателя для смешанного оксидного уран-плутониевого (250 против 2400 дол./кг тяж. мет.). Кроме того, выводимый уран после нескольких рециклов с относительно высокой концентрацией четных изотопов будет накапливаться без перспектив его дальнейшего использования. Необходимо отметить, что и накопленные четные изотопы плутония после рецикла в тепловом реакторе могут быть утилизированы только в быстром реакторе.

ЗАМКНУТЫЙ ЯТЦ НА ОСНОВЕ ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРОВ СО СМЕШАННЫМ ОКСИДНЫМ УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ ТОПЛИВОМ

Этот вариант предполагает извлечение из облученного топлива всего плутония и изготовление из него части твэлов подпитки с дополнением подпитки реактора топливом из обогащенного урана. Смешанное оксидное уран-плутониевое топливо, как и рециклированное, можно изготавливать без разделения урана и плутония, решая таким образом проблему нераспространения ядерных материалов.

Недостатком такого цикла является необходимость одновременного использования и переработки облученного топлива и обогащения природного урана. При этом удорожание производства относится только к части изготовления топлива подпитки, в то время как производство уранового топлива будет осуществляться по относительно невысокой цене 250 дол./кг тяж. мет. для уранового и 2400 дол./кг тяж. мет. для смешанного топлива. Как и в случае рециклированного, из топливного цикла выводится регенерированный уран с повышенным содержанием четных изотопов без перспектив его дальнейшего использования.

ЗАМКНУТЫЙ ЯТЦ НА ОСНОВЕ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ СО СМЕШАННЫМ ОКСИДНЫМ И НИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ

Отличительными особенностями такого цикла на основе быстрых реакторов является самообеспечение делящимися материалами и возможность расширенного воспроизводства

топлива с коэффициентом >1 даже без воспроизводящих бланкетов. Последнее условие вытекает из соблюдения требования нераспространения ядерного оружия — отсутствие бланкетов в принципе исключает их отдельную переработку с извлечением низкофонового плутония. После переработки из облученного топлива быстрых реакторов можно извлечь такое количество делящихся материалов, которого хватит на изготовление топлива последующих подпиток. Идеальный случай — однажды введенный в эксплуатацию быстрый реактор обеспечивает себя топливом в течение всего срока эксплуатации и не нуждается в услугах по обогащению урана. Подпитка осуществляется только природным или отвальным ураном. Регенерированный уран из цикла не выводится и не накапливается.

Дополнительным преимуществом быстрых реакторов является возможность утилизировать нептуний и америций. Это свойство именно быстрых реакторов связано с высокими плотностью и интенсивностью нейтронного потока, при облучении которым долгоживущие актиноиды подвергаются трансмутации, которая приводит к равновесию между их накоплением и переходом в другие безопасные изотопы.

Выбор топливной композиции. Ограничимся рассмотрением только быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем, которые обладают также свойствами повышенной безопасности вследствие исключения аварий, связанных с потерей охлаждения активной зоны. Одновременные требования применения жидкометаллического теплоносителя, отсутствия воспроизводящих бланкетов и минимального запаса реактивности показали, что смешанное оксидное топливо, хорошо изученное и отработанное, не может удовлетворить в реакторе большой мощности требованию по малому запасу реактивности $\Delta K/K \leq 0,5\%$ в холодном и горячем состоянии с учетом выгорания топлива. Такое требование может быть выполнено только в случае использования топлива плотностью более 13—14 г/см³. Приведенные в табл. 1 характеристики показывают перспективность металлического или нитридного смешанного плотного топлива в зависимости от двух основных факторов:

выбора жидкометаллического теплоносителя — натриевого или свинцового (натрий сов-

Т а б л и ц а 1. Характеристики плотных композиций со смешанным оксидным уран-плутониевым топливом

Характеристика	Смешанная (U—Pu— Np, Am, Cm)O ₂	Металл (U—Pu— Np, Am, Cm, Zr)	Нитрид (U—Pu— Np, Am, Cm)N	Карбид (U, Pu, Np, Am, Cm)C
Рекомендуемая эффективная плотность в твэле, г/см ³	9,7	12—13	11,5	11 (достоверных данных нет)
Совместимость с оболочкой твэла	Удовлетворительная до, °С			Неудовлетворительная до 700 °С
Максимальная допустимая температура топлива при эксплуатации, °С	700	560	700	Достоверных данных нет
Совместимость с натриевым теплоносителем	>2000	≤900	≤1800	Достоверных данных нет
Совместимость с свинцовым теплоносителем	Удовлетворительная			Хорошая (достоверных данных нет)
Технологичность на стадии изготовления топлива	Удовлетворительная	Неудовлетворительная	Хорошая	Удовлетворительная
Прогнозируемое максимальное проектное выгорание топлива в твэлах, % тяж. ат.	Хорошая			Удовлетворительная
Факторы, определяющие работоспособность твэлов в переходных режимах	20	20	10	—
	Радиационная стойкость оболочек при 700 °С	Радиационная стойкость оболочек при 560 °С	Деформационная способность оболочек в условиях нагружения распухающим топливным сердечником	Охрупчивание оболочки в результате науглероживания

местим с многими композициями, свинец — только с нитридом);

выбора термодинамических параметров теплоносителя 1-го контура при проектировании реактора (для нитридного топлива максимальная температура оболочек твэлов может достигать 700 °С, для металлического — ≤620 °С).

Выбор типа реакторной установки по типу теплоносителя не сделан [5]. В нашей стране разрабатывается как БН-1200 с натриевым, так и БРЕСТ со свинцовым теплоносителем. Обе реакторные установки предусматривают получение на входе в турбину пара температурой более 500 °С, т.е. максимальная температура оболочек твэлов превышает 650 °С. Унифицированным топливом для обоих типов реакторов является только смешанное нитридное уран-плутониевое.

Переработка облученного смешанного уран-плутониевого и нитридного топлива быстрых реакторов. Гидрометаллургическая технология переработки коротковыверженного облученного топлива с высокими выгоранием и содержанием делящихся материалов недостаточно эффективна из-за многих проблем, в первую очередь осадкообразования при большом содержании продуктов деления и сложнос-

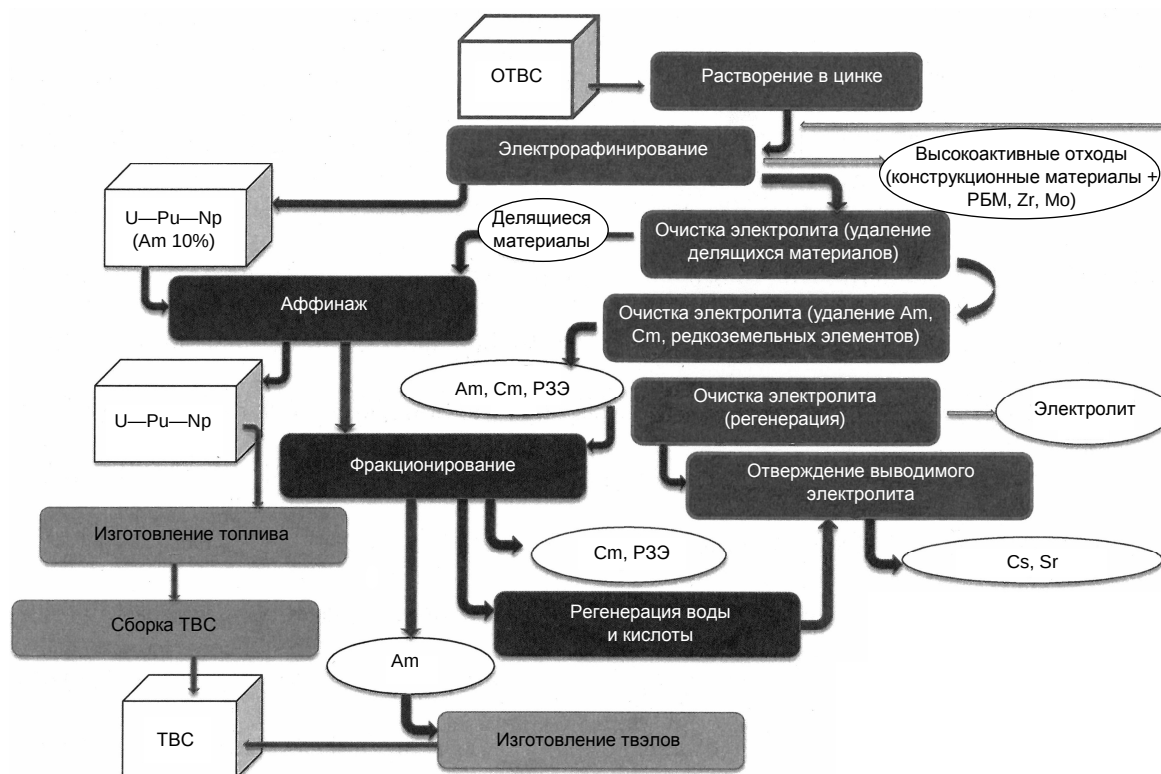
ти обращения с тритийсодержащими растворами [6—8]. Сухие (неводные) технологии переработки характеризуются как компактные, радиационно устойчивые, малоотходные [9, 10]. К их недостаткам следует отнести невысокий коэффициент очистки. Попытка совместить достоинства обоих подходов была предпринята при разработке комбинированной (пирохимической + гидрометаллургической) технологии переработки облученного топлива, которая основана на использовании неводных головных операций, позволяющих очистить делящиеся материалы от продуктов деления в 100—1000 раз, и гидрометаллургических аффинажных операций (рис. 1) [11]. В состав операций пирохимической части схемы входят:

снятие оболочки твэла в цинке;

предварительное восстановление до металла облученного смешанного оксидного топлива;

переработка нитридного, металлического или металлизированного облученного топлива с получением анодного и катодного продуктов;

локальная газоочистка пирохимических операций (Cs, Sb, Te, Se, радиоактивные благородные газы, тритий), отгонка соли и кадмия из различных продуктов;



Р и с. 1. Принципиальная схема комбинированной (пиро+гидро) технологии переработки отработавшего топлива быстрых реакторов

очистка № 1 соли от плутония с получением PuO_2 после отгонки соли;

очистка № 2 соли от редкоземельных элементов, Am, Cm, U с получением фракций оксидов Am, Cm, U, редкоземельных элементов после отгонки соли;

кристаллизационная очистка № 3 соли от щелочных и щелочно-земельных металлов с получением слитка на остекловывание и возврат очищенной соли на переработку.

В состав операций гидрометаллургического передела комбинированной технологии входят:

- растворение катодного осадка;
- растворение осадков диоксида плутония;
- растворение оксидов редкоземельных, трансплутониевых элементов;
- газоочистка операций растворения;
- осветление растворов;

экстракционно-кристаллизационный аффинаж неразделенной смеси уран—плутоний—нептуний;

выделение фракции трансплутониевых элементов из рафината экстракционно-кристаллизационного аффинажа U, Pu и Np;

разделение пары Am—Cm;

упаривание жидких средне- и высокоактивных отходов;

получение оксидов урана, плутония, нептуния и америция;

получение оксидов кюрия для длительного хранения;

обращение со среднеактивными растворами;

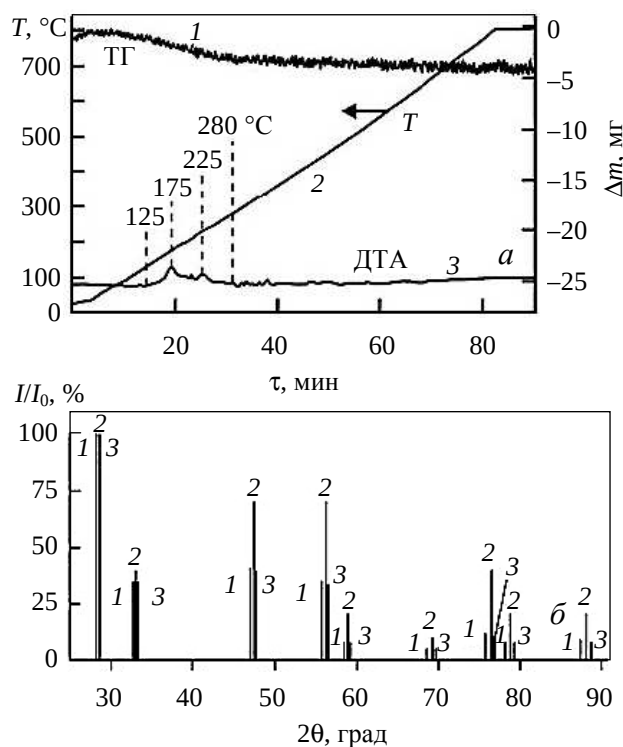
отверждение высокоактивных растворов.

Рассмотрим некоторые операции пирохимического передела комбинированной технологии более подробно.

Получение оксидов актиноидов в рамках комбинированной технологии. Обычно смешанные оксиды актиноидов из растворов получают аммиачным осаждением смесей диурната аммония и гидроксида плутония либо совместным соосаждением аммонийуранилплутонилтрикарбонатов с последующей фильтрацией, сушкой и прокаливанием полученных соединений при $\sim 800^\circ\text{C}$ в восстановительной аргон-водородной атмосфере. Недостатки очевидны — сложность реализации и многостадийность процессов. Для комбинированного процесса в качестве основной технологии получения оксидов актиноидов принят метод получения их оксидов в азотно-кислых растворах с гидразингидратом [12, 13]. Прогревание азотно-кислых растворов U, Np и Pu ($\sim 90^\circ\text{C}$) в гидразингидрате приводит

к образованию в растворе гидратированных диоксидов, которые при 300 °С переходят в кристаллические диоксиды. Показано, что термолиз раствора смешанных нитратов U, Np и Pu при тех же условиях позволяет получить в растворе сначала гидратированный $(U, Np, Pu)O_2 \cdot nH_2O$, который затем при нагревании на воздухе до ~800 °С превращается в кристаллический продукт, представляющий собой твердый раствор диоксида урана, нептуния и плутония. Метод позволяет получать твердые растворы диоксидов актиноидов переменного состава. В работах [13, 14] показано, что полученный таким методом черный осадок смешанного соединения U, Np и Pu представляет собой смесь их гидратированных диоксидов. Рентгенограмма показывает, что это рентгеноаморфное соединение. По результатам рентгенофазового анализа в образце смеси оксидов, нагретых до 800 °С, идентифицируется только одна фаза диоксида актиноидов $(U, Pu, Np)O_2$ или гомогенная смесь трех диоксидов (рис. 2).

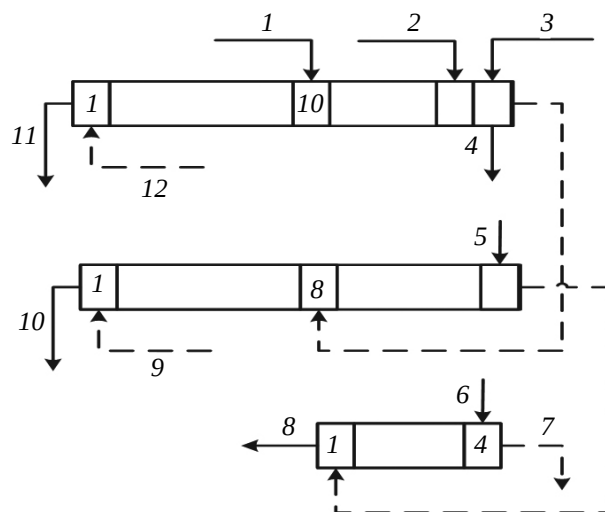
Выделение и разделение америция и кюрия. Обращение с трансплутониевыми элементами не рассматривается в замкнутом ЯТЦ на основе реакторов с рециклированным смешанным или смешанным уран-плутониевым топли-



Р и с. 2. Термический анализ гидратированных оксидов урана (1), плутония (2), нептуния (3) (а) и рентгенограмма после термообработки смеси на воздухе при 800 °С [12]

вом, но предусмотрено в цикле с быстрыми реакторами, работающими как на смешанном оксидном, так смешанном нитридном топливе. В настоящее время ведутся масштабные исследования технологий выделения и разделения америция и кюрия для решения задачи сжигания америция. Широко исследуются для гидрометаллургических технологий экстракционные системы на основе дигликолямидов, других амидов и диамидов [14—19], с использованием окисления америция до Am(IV) [20] и др. [21]. Однако наиболее пригодными к промышленному использованию, хотя и не полностью отработанными остаются процессы на основе бистриазинил-пиридинов [22], ди-2-этилгексилфосфорной кислоты [23, 24] и карбамоилметилфосфиноксидов [25, 26].

При разработке комбинированной технологии переработки облученного смешанного нитридного топлива был опробован метод межгруппового разделения редкоземельных и трансплутониевых элементов, основанный на использовании хорошо известного экстрагента КМФО (карбамоилметилфосфиноксид) в новом для данного экстрагента разбавителе формаль-н2 (октофтропентанол) [26]. Схема приведена на рис. 3. Динамические тесты данной схе-



Р и с. 3. Принципиальная схема выделения редкоземельных и трансплутониевых элементов экстракционной смесью 0,2 моль/л КМФО в смеси 30%-ный ТБФ—70%-ный формаль-н2 [26]: 1 — раствор питания; 2 — промывной раствор 1; 3 — промывной раствор 2; 4 — отработавший промывной раствор 2; 5 — рекстрагирующий раствор 1; 6 — рекстрагирующий раствор 2; 7, 9 — оборотный экстрагент; 8 — фракция легких лантаноидов; 10 — фракция актиноидов и тяжелых лантаноидов; 11 — рафинат; 12 — экстрагент

мы с использованием модельного раствора и реального рафината пурекс-процесса от переработки облученного топлива ВВЭР-1000 (выгорание 60 ГВт·сут/т) показали высокую эффективность межгруппового разделения редкоземельных и трансплутониевых элементов (табл. 2). Таким образом, новая экстракционная смесь 0,2 моль/л КМФО в смеси 30%-ный ТБФ—70%-ный формаль-н2 эффективно извлекает америций и другие актиноиды.

Таблица 2. Распределение целевых компонентов по продуктам технологической схемы разделения редкоземельных и трансплутониевых элементов экстракционной смесью 0,2 моль/л КМФО в смеси 30%-ный ТБФ—70%-ный формаль-н2 из модельного рафината пурекс-процесса переработки облученного топлива ВВЭР-1000 [26], % исходного

Элемент	Рафинат	Резэкстракт Am и тяжелых редкоземельных элементов	Резэкстракт легких редкоземельных элементов
Ce	0,04	0,6	100
Eu	0,04	95	11
Fe	0,01	1	3
La	0,005	0,01	100
Nd	0,3	1	100
Pm	0,3	1	100
Sm	0,2	90	10
U	0,01	0,8	100
Am	0,01	98	4

Таким образом, предлагаемая комбинированная (пирохимическая + гидрометаллургическая) технология является примером положительного синергетического эффекта, при котором комбинация двух методов приводит к сочетанию их положительных свойств и позволяет:

- перерабатывать облученное ядерное топливо быстрых реакторов с высоким выгоранием и малым временем выдержки, сокращая тем самым объем хранения;

- перерабатывать любой тип облученного ядерного топлива быстрых реакторов;

- получать уран-плутоний-нептуниевый продукт любой степени очистки для таблеточной технологии изготовления топлива.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Анализ показывает, что варианты замкнутого ЯТЦ на основе тепловых реакторов со смешанным рециклированным или уран-плутониевым топливом не могут быть эффективным этапом перехода к системе на основе быстрых реакторов со смешанным оксидным или нитридным топливом. Эти варианты не являются полноценным комплексным решением замыкания топливного цикла, не удовлетворяют одновременным требованиям использования в быстрых реакторах жидкометаллического теплоносителя, отсутствия воспроизводящих бланкетов и минимального запаса реактивности. Эти варианты не избавляют от необходимости обогащать уран для изготовления топлива тепловых реакторов, поскольку в них не может быть обеспечено воспроизводство ядерного топлива.

Комплексным и полноценным решением замыкания ЯТЦ является его реализация с помощью быстрых реакторов. При этом перспективным для них является высокоплотное топливо, и с этой точки зрения смешанное оксидное уран-плутониевое может рассматриваться только как этап перехода к замкнутому ЯТЦ со смешанным нитридным или металлическим топливом.

Нельзя обойти стороной вариант стратегии развития ядерной энергетики, предусматривающей двухкомпонентную систему из тепловых и быстрых реакторов. Именно такое одновременное их существование ожидается в течение XXI века. В такой системе обсуждается возможность использования смешанного оксидного топлива для водо-водяных тепловых реакторов, где источником плутония для изготовления топлива будет плутоний, произведенный в том числе и в быстрых реакторах. Для организации расширенного воспроизводства плутония в быстрых реакторах будут предусмотрены бланкеты, что будет являться отступлением от комплекса принципиальных требований к ним, поскольку в этом случае возникает возможность отдельной переработки экранных сборок с получением выделенного плутония. Конечно, отчасти требование нераспространения делящихся материалов будет выполняться путем организации переработки экранных сборок с выделением смеси в виде смешанного оксида урана и плутония. В таком случае гарантией нераспространения

ния становится не исключением возможности выделения плутония из экранных сборок тем, что они физически отсутствуют, а организационные меры и контроль над производством.

Можно ожидать, что для выполнения требований по минимальному запасу реактивности в активной зоне быстрого реактора предпочтение будет отдано нитриднему топливу как для ТВС активной зоны, так и для экранныхборок. При этом продукт, направляемый после переработки облученного нитридного топлива экранныхборок на изготовление топлива тепловых реакторов, будет представлять собой смешанное оксидное уран-плутониевое топливо. Для реализации такого решения может быть успешно применена комбинированная (пиро+гидро) технология переработки, которая позволит:

перерабатывать облученное топливо быстрых реакторов с высоким выгоранием и малым временем выдержки;

сократить объем хранимого облученного топлива;

перерабатывать любой тип облученного топлива быстрых реакторов;

получать конечный уран-плутоний-нептуниевый продукт, пригодный для рефабрикации топлива по таблеточной технологии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Fedorov Yu.** Multiple recycle of remix fuel based on reprocessed uranium and plutonium mixture in thermal reactors. — In: Proc. Intern. Conf. Global 2013. USA, 2013, CD 8111.
2. **Адамов Е.О. и др.** Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. — Атомная энергия, 2012, т. 112, вып. 3, с. 319.
3. **Ядерная энергия.** Экспертные оценки развития. Курчатовский институт, 1949—2008. М., 2008.
4. **Dekusar V.** Comparison of REMIX vs. MOX fuel characteristics in multiple recycling in VVER reactor. — In: Proc. Intern. Conf. Global 2013. USA, 2013, CD 8216.
5. **Муравьев Е. и др.** Актуальность замыкания ЯТЦ. — Атомная энергия, 2011, т. 111, вып. 6, с. 334.
6. **Shadrin A.** Closing nuclear fuel cycle with fast breeder reactors: problems and prospects. — In: Proc. Intern. Conf. Global 2013. USA, 2013, CD 7683.
7. **Doucet F.** The formation of hydrated zirconium molybdate in simulated spent nuclear fuel reprocessing solutions. — Phys. Chem. Chem. Phys., 2002, v. 4, p. 3491.
8. **Koyama T.** Current status on reprocessing technology of fast reactor fuel cycle technology development (FACT) project in Japan, overview of reprocessing technology development. — In: Proc. Intern. Conf. Paris, France, 2009, CD 9100.
9. **Bychkov A.** Review of non-aqueous nuclear fuel reprocessing and separation methods. Inst. on Chemical Separation Technologies and Related Methods of Nuclear Waste Management. Applications, Problems. — In: Proc. Intern. Conf. Dubna, May 18—28, 1998, v. 2/53, p. 71—98.
10. **Hayashi H.** Development of pyrochemical process of spent nitride fuels for ADS; its elemental technologies and process flow diagram. — In: Proc. Intern. Conf. Makuhari, Japan, 2011, CD 392090.
11. **Куляко Ю.** Получение оксидов урана в азотно-кислых растворах при взаимодействии уранилнитрата с гидразингидратом. — Радиохимия, 2013, т. 55, № 6, с. 481.
12. **Мясоедов Б.** Получение диоксидов Np, Pu и U в азотно-кислых растворах в присутствии гидразингидрата. — Там же, с. 487.
13. **Lumetta G.** Zirconium and fission product management in the ALSEP process. — In: Proc. Intern. Conf. Global 2013. USA, 2013, CD 7388.
14. **Sasaki Y.** Mutual separation of Am/Cm/Ln by the use of novel-triamide, NTAamide and water-soluble diglycolamide. — Ibid., CD 7416.
15. **Guo-An Y.** Study on separation of minor actinides from HLLW with new extractant of TODGA-DHOA/kerosene. — Ibid., CD 7502.
16. **Wilden A.** Modified diglycolamides for actinide separation: solvent extraction and time-resolved laser fluorescence spectroscopy complexation studies. — Ibid., CD 7720.
17. **Babain V.** Actinide-lanthanide separation with solvents on the base of amides of heterocyclic diacids. — Ibid., CD 7783.
18. **Geist A.** Minor actinide separation: simplification of the DIAMEX-SANEX strategy by means of novel SANEX processes. — Ibid., CD 7566.
19. **Mincher B.** A flowsheet concept for an Am/Ln separation based on AmVI solvent extraction. — Ibid., CD 7428.
20. **Nash K.** Advancing the scientific basis of trivalent actinide-lanthanide separations. — Ibid., CD 8246.
21. **Heres X.** EXAM process: modeling and hot test. Montpellier, France, 2012.
22. **Johnson A.** A combined Cyanex-923/HEH[EHP]/dodecane solvent for recovery of transuranic elements from used nuclear fuel. — In: Proc. Intern. Conf. Global 2013. USA, 2013, CD 8247.
23. **Alguacil F.** The extraction of mineral acids by the phosphine oxide Cyanex 923. — Hydrometallurgy, 1996, v. 42, p. 245.
24. **Ozawa M.** Separation of actinides and fission products in high level wastes by the improved TRUEX process. — J. Alloys Compounds, 1998, v. 538, p. 271—273.
25. **Shadrin A.** Extraction reprocessing of HLW by modified SETFICS-process. — In: Proc. Intern. Conf. Global-2005. Japan, 2005, CD 129.
26. **Tkachenko L.** Dynamic tests for actinide/lanthanide separation by CMPO solvent in fluorinated diluents. — In: Proc. Intern. Conf. Global 2013. USA, 2013, CD 8201.

Поступила 6.02.15

В окончательной редакции 8.08.16