

# КОНЦЕПЦИЯ ВОЗМОЖНОГО ВОВЛЕЧЕНИЯ ТОРИЯ В ЯДЕРНО- ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ СЕКТОР\*

П.Н. Алексеев, Е.С. Глушков, А.Г. Морозов, Н.Н. Пономарев-Степной,  
С.А. Субботин, Д.Ф. Цуриков

*РНИИ РФ- Курчатовский институт, г. Москва*



В современной мировой ядерной энергетике освоен замкнутый уран-плутониевый топливный цикл, который дает основание для развития будущей крупномасштабной ядерной энергетике. Пока не существует веских причин для замены его на замкнутый торий-урановый топливный цикл, однако имеется постоянный интерес увеличить сырьевую базу ядерной энергетике, дополнив ее ториевым топливом.

Российским научным центром - Курчатовский институт в кооперации с организациями Минатома ведутся работы по ториевой проблеме, включающие в себя физические, материаловедческие и технологические разработки, поиски оптимальной компоновки реактора и эффективных путей вовлечения тория в ядерную энергетике на основе комплексного технико-экономического и радиологического анализа.

## ВВЕДЕНИЕ

Постоянный интерес к торию определяется рядом его преимуществ [1]:

- большая сырьевая база;
- пониженное содержание плутония и актинидов в облученном ториевом топливе;
- хороший нейтронный баланс в реакторах на тепловых нейтронах;
- хорошие технологические свойства и высокая радиационная стойкость.

В то же время торию присущи и недостатки, среди которых:

- присутствие в облученном ториевом топливе изотопа U-232, что в значительной мере определяет технологические трудности обращения с топливом при рециклировании;

- образование протактиния-233, что ухудшает нейтронный баланс и создает определенные трудности в управлении реактором.

В будущей крупномасштабной ядерной энергетике с замкнутыми нейтронно- избыточным U-Pu и нейтронно-дефицитным Th-U ядерными топливными циклами возможна трехкомпонентная структура [2]. В данной структуре рассматривается система реакторов трех типов, которые, кроме производства энергии выполняют дополнительно различные функции:

© П.Н. Алексеев, Е.С. Глушков, А.Г. Морозов, Н.Н. Пономарев-Степной,  
С.А. Субботин, Д.Ф. Цуриков, 1999

\* Доклад с российско-индийского семинара по ториевому топливному циклу  
(Обнинск, 17-19 ноября 1998 г.)

- реакторы на быстрых нейтронах - воспроизводство ядерного топлива и обеспечение необходимого баланса нейтронов в системе (при их доле ~ 50%);
- реакторы на тепловых нейтронах - маневренные режимы, расширение сферы использования в топливно-энергетическом балансе и минимизация количества Pu в равновесном топливном цикле ЯЭ (их доля ~ 45%);
- реакторы-перезагрузчики, например, жидкосолевые реакторы, - замыкание топливного цикла по MA и минимизация долгоживущих радиоактивных отходов (РАО) (их доля ~ 5%).

Сейчас сложилась благоприятная ситуация, стимулирующая анализ дальнейших путей развития ЯЭ и, особенно, поиск путей привлечения и использования тория в ЯЭ. Снижение темпов развития ЯЭ временно сняло актуальность срочного решения проблемы исчерпания уранового топлива. Вернее, для решения этой проблемы предоставлено больше времени, чем ранее предполагалось. За это время без ненужной спешки, при приемлемой интенсивности вложения отпускаемых на решение фундаментальных проблем ЯЭ средств, могут быть проведены исследования в целях создания структуры оптимального топливного цикла ЯЭ с привлечением урана, тория, электроядерных и термоядерных источников нейтронов, и решения проблемы создания безотходного по актинидам топливного цикла ЯЭ. В частности, следует рассмотреть возможность выведения U-236 из топливного цикла для ограничения скорости генерации трансурановых (искусственных по отношению к природе) нуклидов.

Для реализации ядерного топливного цикла с расширенным воспроизводством топлива необходима комбинация делящегося и сырьевого материалов. В принципе можно использовать следующие их комбинации: U-238+делящийся изотоп, или/и Th-232+делящийся изотоп. В качестве делящегося изотопа можно использовать как природный U-235, так и искусственные Pu-239 или U-233. Эти циклы могут гармонично дополнять друг друга.

Конкретными шагами по реализации вовлечения тория в ЯЭ могут стать:

- в ближайшие 10 – 15 лет - использование тория в существующих LWR и FBR для улучшения их эксплуатационных характеристик и безопасности работы практически без изменения их конструкции; при этом за счет гомогенного введения тория в топливо, гетерогенного размещения тория в отдельных ТВЭлах или тория в комбинации с выгорающим поглотителем, использования тория в подвижных компенсаторах реактивности и создания ториевых экранов, возможно, удастся решить следующие задачи: оптимизация эффектов реактивности; улучшение физико-химических свойств топлива; увеличение запасов до предельных параметров; снижение запасенной энергии; повышение глубины выгорания; уменьшение утечки нейтронов;
- в ближайшие 10 – 20 лет – оптимизация конструкции и режимов работы ТВЭлов, ТВС, активной зоны существующих реакторов с учетом возможности использования тория и урана-233 для улучшения безопасности и экономичности, снижения скорости наработки трансурановых нуклидов в системе ЯЭ (при этом следует анализировать всевозможные топливные циклы, топлива, ЯЭУ, причем в различных комбинациях и предположениях);
- в течение 20 – 50 лет – исследование и создание способов наработки U-233 как в критических, так и в подкритических реакторах, с использованием электроядерных и термоядерных источников нейтронов; поиск оптимальных путей конверсии трансурановых нуклидов в делящиеся нуклиды в пределе - с переводом ядерного топливного цикла на режим производства энергии без сопутствующей генерации трансурановых нуклидов (при этом не следует упускать из внимания возможность заключительного этапа существования ЯЭ с ликвидацией всех опасных искусственных долгоживущих радионуклидов).

Интерес к использованию тория в настоящее время повышается также в связи с необходимостью утилизации высокообогащенного урана и плутония, высвобождающихся при демонтаже ядерного оружия. Схема плутоний-ториевого топливного цикла имеет важное значение с точки зрения проблемы нераспространения делящихся материалов.

Для практической реализации замкнутого торий-уранового топливного цикла потребуется значительное вложение средств. Однако, учитывая потенциальные возможности ториевого цикла и длительность этапа освоения новых топливных технологий, следует сейчас продолжить НИОКР по выбору оптимального использования тория как в действующих, так и в перспективных реакторах.

В качестве основных направлений вовлечения тория в ядерную энергетику в РНЦ "КИ" сейчас рассматриваются:

- ториевый легководный реактор ВВЭРТ с гетерогенной компоновкой ТВС активной зоны с топливом U-235 - Th-232 [3];
- быстрые жидкометаллический и газоохлаждаемый реакторы с ториевыми экранами [4];
- высокотемпературный газоохлаждаемый реактор с уран-ториевым топливом [5];
- жидкосолоевой реактор, работающий на расплавах фторидов U-233 и Th-232 [6].

### **ВНЕДРЕНИЕ ТОРИЕВОГО ТОПЛИВА В СУЩЕСТВУЮЩИЕ РЕАКТОРЫ ВВЭР-1000**

Концепция активной зоны энергетического легководного реактора, в которой полностью реализуются положительные качества ториевого топлива, пока не разработана.

В начале девяностых годов появились работы А. Радковского, в которых была предложена концепция легководного уран-ториевого реактора, учитывающая сегодняшние потребности ядерной энергетики. А. Радковский долгое время работал в США, где принимал активное участие в программе ториевых экспериментов на реакторе "Шиппингпорт". Идеи А. Радковского были запатентованы им как концепция реактора RTR (Radkowsky Thorium Reactor).

В качестве исходных принципов реактора RTR были выбраны следующие:

- ни загружаемое, ни выгружаемое из реактора топливо не может быть использовано для производства ядерного оружия;
- в качестве загрузки реактора может быть использован оружейный или реакторный плутоний;
- значительная часть U-233 сжигается в этом же реакторе без репроцессинга; для повышения эффективности использования тория в реакторе используется система компенсации реактивности, основанная на секционированных по высоте подвижных топливных запальных частях.

В качестве прототипа была использована концепция гетерогенной компоновки активной зоны германо-бразильского проекта ториевого реактора.

В 1994 г. по предложению кампании RTPC (Radkowsky Thorium Power Corp.) специалисты РНЦ "Курчатовский институт" выполнили расчетную оценку характеристик RTR и подтвердили основные положения концепции RTR. Использование тория в гетерогенном реакторе в цикле без переработки может быть эффективным, но для этого требуется разработать ТВЭЛ бланкета, имеющие время жизни вдвое большее, чем у существующих ТВЭЛ, и ТВЭЛ запальной зоны, обладающие высокой энергонапряженностью. Исследования специалистов РНЦ "КИ" показали также, что секционированная по высоте активной зоны система подвижных запальных частей ТВС вносит существенные возмущения в пространственное распределение энерговыделения, что снижает энергонапряженность реактора. Кроме того, необходимость их перемещения в качестве органов компенсации вряд ли приемлема для энергетического реак-

тора с позиций надежности и безопасности. Вариант сжигания оружейного плутония в RTR представляет интерес, однако для обеспечения условий нераспространения в этом случае необходимы дополнительные модификации топливного цикла.

В РНЦ "Курчатовский институт" были также проанализированы возможности применения подхода А. Радковского к реакторам типа ВВЭР. Сочетание основных положений RTR с российскими технологиями судовых реакторов и реакторов ВВЭР при исключении перечисленных недостатков схемы RTR делает эту концепцию реалистичной. В рассмотренных вариантах оказалось возможным снизить риск распространения, уменьшить количество долгоживущих РАО в ОЯТ, обеспечить экономию природного урана за счет эффективной наработки в ториевых элементах урана-233 и его сжигания в этих же элементах без переработки. В предлагаемых вариантах реакторов ВВЭР с ториевым топливом удалось избежать недостатков концепции RTR.

Изменение мировой ситуации с АЭ и смещение акцентов в ее развитии на обеспечение безопасности, экологичности, нераспространения и повышенной экономической эффективности при отсутствии необходимости замыкания топливного цикла в ближайшей перспективе повышают привлекательность данного варианта вовлечения тория в топливный цикл легководящих реакторов. Предложенная в результате исследований РНЦ "КИ" и Лаборатории Радковского концепция легководного уран-ториевого реактора ВВЭР-Т отвечает требованиям развития ядерной энергетики на современном этапе.

## КОНЦЕПЦИЯ И ФИЗИЧЕСКАЯ СХЕМА ВВЭР-Т

**Основные принципы концепции.** Внедрение в ядерную энергетику ториевого цикла с переработкой топлива и повторным использованием урана-233 несмотря на ожидаемые в перспективе преимущества, сдерживается необходимостью значительных вложений, которые вряд ли оправдаются на коротком интервале времени. Для быстрой реализации преимуществ ториевого цикла при окупаемости затрат на разработку в достаточно короткий интервал времени были предложены следующие основные положения концепции реактора ВВЭР-Т:

- реакторная установка максимально использует технологию, оборудование и технические решения серийных реакторов ВВЭР-1000; внедрение тория должно представлять замену ТВС активной зоны стандартного ВВЭР-1000 при неизменной единичной мощности блока, сохранении внутриреакторных конструкций и основного оборудования первого контура; в этом случае внедрение тория может быть осуществлено уже в действующих реакторах ВВЭР-1000;
- на первых этапах торий эффективно используется в открытом топливном цикле без переработки облученного топлива; по мере создания цехов по переработке отработавших ториевых элементов и по производству твэл из урана – 233 может быть внедрен замкнутый топливный цикл;
- ни загружаемое, ни выгружаемое из реактора топливо не может быть использовано для производства ядерного оружия; обогащение урана по делящимся изотопам в исходном топливе, так же, как и в отработавшем топливе отвечает рекомендациям МАГАТЭ по нераспространению (не превышает 20%); наработка реакторного плутония в несколько раз ниже, чем в действующих реакторах ВВЭР-1000;
- облегчение проблемы обращения с ОЯТ из-за уменьшения объемов хранилищ, сокращения объемов ОЯТ и снижения удельной наработки плутония и младших актинидов в реакторе;
- улучшение экономических показателей ВВЭР-Т за счет снижения объемов фабрикации твэл и экономии природного урана;
- повышение уровня безопасности реактора благодаря уменьшению содержания в активной зоне плутония и младших актинидов;

- в качестве дополнительной линии в случае необходимости реализуется утилизация оружейного урана и плутония.

**Физическая схема реактора ВВЭР-Т.** В соответствии с предпосылками, изложенными выше, были рассмотрены две схемы вовлечения тория в топливный цикл реакторов типа ВВЭР:

- гомогенная активная зона со смешанным диоксидным топливом с добавками в торий делящегося материала (U или Pu);

- гетерогенная компоновка активной зоны с использованием диоксида тория с добавками диоксида урана или плутония в бланкете и уран-циркониевого топлива в запале.

Возможность реализации указанных основных принципов концепции была изучена для двух физических схем компоновки активной зоны реактора ВВЭР-Т:

- компоновка активной зоны из гомогенных ТВС; во всех твэл используется топливо из смешанного диоксида урана и тория; были рассмотрены как случай прямой замены, когда сохраняются неизменными как в ВВЭР-1000 энергетические и геометрические параметры решетки ТВС и твэл, так и случай оптимизированного шага решетки и размера твэл;

- компоновка активной зоны из гетерогенных ТВС; запальная часть гетерогенной ТВС состоит из твэл, содержащих урановое топливо в виде уран-циркониевого сплава; бланкетная часть, поглощающая избыточную часть нейтронов запальной зоны, состоит из твэл, содержащих топливо из смеси диоксида урана и тория.

**Гомогенные ТВС.** Гомогенный вариант с традиционной геометрией ТВС и твэл не дает преимуществ по сравнению с существующими реакторами ВВЭР-1000.

При сопоставлении поведения активной зоны ВВЭР-1000 с традиционной  $UO_2$  и  $(U-Th)O_2$  топливными загрузками (прямая замена) в определяющих авариях явного преимущества ториевой системы не наблюдается.

Снижение ксенонового эффекта реактивности и ксеноновой неустойчивости характерно для ториевой зоны, однако добавляется большой протактиниевый эффект реактивности.

При этом эффективная доля запаздывающих нейтронов ниже, чем в традиционной урановой системе.

Уменьшение величины положительной реактивности, которая вводится при подключении «холодной» петли для ториевой активной зоны является положительным моментом для безопасности, однако более слабый отрицательный плотностной коэффициент реактивности ухудшает протекание аварии с вскипанием теплоносителя.

В случае прямой замены уранового на уран - ториевое топливо, несмотря на увеличение коэффициента воспроизводства, необходимые для обеспечения требуемой глубины выгорания начальные запасы реактивности для уранового и ториевого топлива практически совпадают.

Была также выполнена вариация топливной решетки при неизменных геометрических параметрах твэл с целью оптимизация топливного цикла. Оптимизация параметров ТВС проводилась по критерию минимума стоимости годовой топливной подпитки с учетом выполнения условий нераспространения на всех стадиях топливного цикла.

Исследования показали, что оптимальный шаг решетки твэлов находится в диапазоне 1.36-1.46 см. Для сохранения мощности требуется увеличить среднюю линейную нагрузку твэл с 166 до 206 Вт/см и увеличить в два раза выгорание уран-ториевого оксидного топлива. Условия критичности в течение увеличенной кампании топлива поддерживаются благодаря улучшению баланса нейтронов в реакторе за счет использования разреженной, относительно ВВЭР, решетки топливных элементов в сборке.

Оптимизированная по параметрам решетки компоновка ТВС ВВЭР-Т обладает естественной простотой конструкции и позволяет обеспечить выполнение основных положений концепции ВВЭР-Т. Однако эффективное использование тория в этом варианте может быть получено только в случае переработки облученного топлива и повторного использования образовавшегося урана-233. Реализация этого варианта сталкивается с проблемой обоснования работоспособности твэл при более высоких, чем у традиционных ВВЭР-1000, линейных нагрузках и глубинах выгорания. Кроме того, изменение шага решетки твэл находится в противоречии с требованием совместимости ТВС с внутрикорпусными устройствами реактора ВВЭР-1000. Изменение шага решетки твэл приводит к изменению положения центров каналов, используемых для органов регулирования. В этом случае потребуется изменение конструкции блока прижимных труб и расположения технологических каналов СУЗ. Такой вариант может рассматриваться для реакторов нового поколения при внедрении переработки топлива.

**Гетерогенная ТВС.** ТВС состоит из центральной запальной части с топливом на основе уран-циркониевого сплава и периферийной бланкетной части с топливом на основе диоксида урана и тория. Предполагается, что ТВС является разборной. Каждая из этих частей имеет собственную функциональную нацеленность. Бланкет, находясь в подкритическом состоянии, эффективно нарабатывает и сжигает уран-233, поглощая в тории избыточные нейтроны запала. Запал обеспечивает подпитку бланкета нейтронами. Обе части обеспечивают выполнение условий критичности реактора при относительно слабом изменении реактивности в течение кампании.

Гетерогенная компоновка ТВС позволяет отдельно оптимизировать параметры решетки твэл запала и бланкета, добиваясь улучшения баланса нейтронов и снижения наработки плутония и актинидов. В связи с различными функциями бланкета и запала оптимальные параметры каждого из них достигаются при пространственно-энергетическом сдвиге спектра нейтронов: накопление урана-233 осуществляется в более жестком спектре бланкета, а смягченный спектр запала позволяет снизить наработку плутония-239. Эта цель достигается при величине водо-топливного отношения в бланкете равной 1.6, а в запале равной 3, в отличие от величины водо-топливного отношения 1.8 для ВВЭР-1000.

**Оптимизация параметров бланкета.** Исходя из концепции гетерогенной компоновки ТВС, основной задачей бланкета является наработка и сжигание  $^{233}\text{U}$ . Желательно, чтобы в течение кампании бланкет был подкритичным, но уровень подкритичности был бы незначителен. При высоком уровне подкритичности бланкета придется либо значительно увеличить содержание урана в топливе запала, либо снизить долю ТВС, отводимую под бланкет. И то и другое отрицательно скажется на экономических показателях топливного цикла. Для обеспечения стабильного уровня подкритичности бланкета при кампании 80-100 ГВт сут/т, коэффициент воспроизводства  $^{233}\text{U}$  в бланкете должен быть выше единицы, чтобы скомпенсировать не только выгорание  $^{235}\text{U}$ , но и паразитное поглощение осколков деления.

Суммируя результаты расчетов, можно сделать следующие выводы: при оптимальной расстановке ТВЭЛ бланкета должно

- обеспечиваться водо-топливное отношение 1.5-1.8;
- содержание  $\text{UO}_2$  с обогащением 20% по  $^{235}\text{U}$  в топливе бланкета должно лежать в интервале 0.09-0.14. При более высокой доле  $\text{UO}_2$  бланкет будет длительное время надкритичным в рабочем состоянии.

**Оптимизация параметров запала.** При определении шага решетки ТВЭЛ зоны запала следует учитывать два обстоятельства:

- коэффициент размножения зоны запала при фиксированном содержании ура-

на в топливе должен быть как можно выше, т.к. именно это определяет длительность его кампании;

- наработка плутония должна быть минимальной.

Выполнение этих требований возможно при высоких значениях водо – уранового отношения.

Для того, чтобы было выполнено условие сохранения внутрикорпусной конструкции реактора ВВЭР и, в частности, блока прижимных труб, в зоне запала рассмотрена расстановка ТВЭЛ различного диаметра. Условие совместимости с блоком прижимных труб определяет выбор ТВЭЛ запала с шагом решетки, меньшим, чем для реактора ВВЭР.

Оптимизация гетерогенной схемы ТВС позволила получить удовлетворительные нейтронные параметры. Однако для сохранения мощности реактора требуется обеспечить такую же среднюю энергонапряженность гетерогенной ТВС, как и для ТВС реактора ВВЭР. В подкритичном бланкете при небольшом содержании урана энергонапряженность ТВЭЛ в два раза ниже средней энергонапряженности. Это уменьшение компенсируется более высокой энергонапряженностью ТВЭЛ запала. Выполнение условия эффективного использования тория в цикле без переработки при пониженной энергонапряженности ТВЭЛ бланкета приводит к необходимости повышения длительности кампании.

С учетом этих обстоятельств гетерогенная ТВС должна быть разборной. Такая схема позволяет реализовать двухкомпонентный топливный цикл. Топливо запала, имеющее при высокой энергонапряженности относительно короткую кампанию, извлекается из ТВС при достижении выгорания (80-100) ГВт.сут/т и направляется на хранение или переработку. Топливо бланкета, имеющее длительную кампанию, используется при перегрузках реактора с новыми запалами и после выгрузки из реактора отправляется на длительное хранение без переработки.

В случае использования разборной гетерогенной компоновки ТВС в целях экономии урана и работы по обогащению можно замкнуть топливный цикл по топливу запала при относительно небольших объемах переработки. При этом необходимый объем хранилищ ОЯТ может быть снижен в три раза по сравнению с открытым циклом действующих ВВЭР-1000. В случае использования открытого цикла для ОЯТ бланкета и запала объем хранилищ снижается приблизительно в два раза по сравнению с объемами хранилищ ОЯТ ВВЭР.

Таким образом, основы физической схемы ВВЭР-Т заключаются в следующем:

- внутрикассетная гетерогенность; гетерогенная разборная ТВС состоит из ториевого бланкета и уранового запала; в бланкете используется смесь окислов тория и урана; в запале – уран-циркониевый сплав; обогащение урана в обеих композициях не более 20% на всех стадиях топливного цикла;
- пространственно-энергетический сдвиг спектра нейтронов; в бланкете реализуется жесткий спектр, а в запале смягченный спектр; подкритический бланкет подпитывается избыточными нейтронами запала;
- сохранение средней тепловой напряженности ТВС; пониженная тепловая напряженность элементов бланкета компенсируется высокой тепловой напряженностью ТВЭЛ запала;
- двухкомпонентный топливный цикл запал - бланкет; топливо запала имеет глубокое выгорание (80-100 ГВт сут/т т.м.) и оно может быть переработано; ториевые элементы бланкета имеют длительную кампанию (10 лет) и не подлежат переработке.

## ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТОРИЙ-УРАНОВОГО ТОПЛИВА В БР

Реакторы на быстрых нейтронах также могут работать в торий-урановом топливном цикле, однако при этом по характеристикам воспроизводства они уступают уран-плутониевым системам.

Как показывают расчетные исследования использование торий-уранового топлива в БР может обеспечить, например:

- снижение положительного плотностного и пустотного эффектов реактивности;
- уменьшение наработки трансурановых нуклидов в реакторном замкнутом топливном цикле;
- наработку урана-233 для реакторов на тепловых нейтронах.

При замене в БР урановых экранов на ториевые происходит некоторое увеличение содержания плутония в активной зоне и изменяется спектр нейтронов в реакторе, что влечет за собой снижение по абсолютной величине мощностного и температурного эффектов реактивности.

В многокомпонентной структуре ядерной энергетики в будущем целесообразно использовать «перекрестный» замкнутый топливный цикл с обменом топлива между урановыми тепловыми реакторами и быстрыми плутониевыми реакторами с ториевыми экранами. В таком цикле быстрые реакторы с  $K_{BA} \approx 1$ , сохраняя плутониевое топливо в активной зоне, нарабатывают в своих ториевых экранах U-233 для запуска и подпитки урановых тепловых реакторов, которые, в свою очередь, работают на урановом топливе из смеси изотопов U-233 и U-238, накапливая плутоний для запуска новых быстрых реакторов. Этот топливный цикл привлекателен, в частности, тем, что тепловые и быстрые реакторы работают на наиболее эффективном для них в виде топлива. Кроме того, исключается проблема протактиниевого отравления тепловых реакторов, имеющая место в торий-урановом цикле.

## **ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЙ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫЙ РЕАКТОР С УРАН - ТОРИЕВЫМ ТОПЛИВОМ**

С самого начала проектирования ВТГР в нем рассматривалась возможность использования ториевого топлива. В спектре ВТГР уран-233 обладает очень хорошими ядерно-физическими свойствами, что позволяет достигнуть высокого уровня конверсии и лучше использовать природные топливные ресурсы в сравнении с традиционным урановым или уран-плутониевым топливными циклами.

U-233	U-235	Pu-239
$\nu_{эфф} = 2.29$	2.05	1.80

коэффициент конверсии U-233 зависит от многих факторов: топливный цикл, состав и размеры реактора, наличие зоны воспроизводства, глубина выгорания, температура замедлителя, но основное влияние связано с отношением ядер графита и ядер делящегося материала (C).

Оптимальная область значений C для наработки U-233 находится для ВТГР в диапазоне  $C = 5000 \div 15000$ .

В открытом топливном уран-ториевом цикле преимущества урана-233 не могут проявиться в полной мере. Лучшая экономичность ториевого топливного цикла достигается в замкнутом уран-ториевом цикле. В РНЦ "КИ" разрабатывается сухая газотриодидная технология переработки отработавших топливных элементов ВТГР, которая должна производиться дистанционно.

## **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТОРИЕВОГО ТОПЛИВА В ЖИДКОСОЛЕВЫХ РЕАКТОРАХ**

Физические особенности ЖСР в случае работы реактора в уран-ториевом топливном цикле позволяют достигнуть в нем расширенного воспроизводства. В настоящее время К. Фурукавой, А. Леноком и другими энтузиастами ЖСР предложена концепция. «Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetic», которая по мнению авторов, обеспечивает практическое решение всех проблем дальнейшего развития ЯЭ. В



РНЦ "КИ" систематические исследования по проблеме ЖСР с 1976 г. концентрируются вокруг следующих вопросов:

- проектные исследования возможных областей применения ЖСР;
- безопасность ЖСР;
- ядерные данные и физика ЖСР;
- конструкционные материалы для ЖСР;
- свойства топливных солей и технология подготовки теплоносителя;
- теплофизика жидкосолевых теплоносителей;
- петлевые технологические внутриреакторные испытания;
- химия и радиохимия топливных солей.

В настоящее время РНЦ "КИ" в содружестве с РФЯЦ ВНИИТФ ведется разработка проекта демонстрационного стенда с принудительной циркуляцией топливной расплавно-солевой композиции и опытного ядерного реактора на расплавах солей, которые предполагается разместить в Снежинске.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мурогов В.М., Троянов М.Ф. Шмелев А.Н. Использование тория в ядерных реакторах. - М.: Энергоатомиздат, 1993.
2. Subbotin S., Alekseev P., Ignatyev V. e.a. Harmonization of Fuel Cycles For Long-Range and Widescale Nuclear Energy System. In Proc. of GLOBAL'95, 1995. - Vol. 1. - P. 199-206.
3. Пономарев-Степной Н.Н., Лукин Г.Л., Морозов А.Г. и др. Легководный ториевый реактор ВВЭР-Т // Атомная энергия. - 1997. - Т. 83. - № 4. - С. 291-298.
4. Slesarev I.S., Morozov A.G., Tsurikov D.F.. Thorium Utilization in Solving the Nuclear Роччер Fuel Problem IAEA-TECDOC-412, Vienna, 2-4 December, 1985.
5. Пономарев-Степной Р.Р., Глушков Е.С., Цуриков Д.Ф.. Возможность воспроизводства делящегося материала в высокотемпературных газографитовых реакторах (ВТГР) / Препринт РНЦ КИ, ИАЭ-2677.- М., 1976.
6. Alekseev P.N., Ponomarev-Stepnoi N.N., Subbotine S.A. e.a. Harmonization of fuel cycles for nuclear energy system with the use of molten salt technology Nuclear Engineering and Design 173 (1997) 151-158.

Поступила в редакцию 21.12.98.

## ABSTRACTS OF THE PAPERS

**УДК 621.039.516.4:621.039.59**

*New Solutions for Thorium-Uranium Fuel Reprocessing \ V.I.Volk, A.Yu.Vakhrushin, B.S.Zakharkin, S.L.Mamaev, V.S.Vlasov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 5 pages, 1 table, 3 illustrations. - References, 4 titles.*

The new technological scheme of reprocessing is proposed for closed Th-U fuel cycle with increased  $^{233}\text{U}$  breeding. This scheme is based upon the combination of crystallization and extraction operations and consist of steaming of solution obtained after fuel dissolution, and crystallization of thorium nitrate from the cooled remnant solution.

The volume of flow containing  $^{233}\text{U}$  and entering to extraction reprocessing, is reduced by 10-30 times. The extraction reprocessing is provided using extragents which do not form second organic phase with the thorium solvates. The reduction of volume of treated flows provides fast  $^{233}\text{U}$  regeneration and further fuel refabrication which will not be complicated by decay products of even uranium isotopes.

**УДК 621.039.544.35**

*Concept of Possible Involving of Thorium in Nuclear Power Industry \ P.N.Alekseev, E.S.Glushkov, A.G.Morozov, N.N.Ponomarev-Stepnoy, S.A.Subbotin, D.F.Tsurikov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 9 pages. - References, 6 titles.*

The contemporary nuclear industry is familiar with the closed uranium-plutonium cycle, which gives the grounds for development of future large-scale nuclear power engineering. Still there is no any forcible arguments to replace it by the closed thorium-uranium cycle. However there is the permanent interest to increase the raw material stockpiles of nuclear industry by supplementing with the thorium fuel.

The Russian Scientific Center "Kurchatov Institute" together with organizations of the Ministry of Nuclear Energy of Russian Federation provides the works related to thorium problem. These include the physical, material science and technological investigations as well as the study of optimal reactor arrangement and investigations of effective ways of thorium involving in nuclear power industry based on the complex technical and economical and radiological analysis.

**УДК 621.039.59:621.039.544.35**

*The Technological Possibilities of Fabrication Thorium-Containing Fuel Composition \ G.N.Kazantsev, I.S.Kurina, I.Ya.Ovchinnikov, V.V.Popov, V.N.Sugonyaev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 5 pages, 4 illustrations.*

The technological experience of fabrication different fuel compositions, accumulated by the State Scientific Center "IPPE", allows to provide the works on thorium-containing fuel compositions in three ways:

- fabrication of metal thorium-containing fuel;
- fabrication of ceramic thorium-containing fuel;
- fabrication of cermet thorium-containing fuel.

**УДК 621.039.544.35:621.039.526**

*Ways and Possibilities of Thorium Cycle Application for Light Water and Fast Reactors \ V.M.Dekusar, E.V.Dolgov, V.G.Ilunin, A.G.Kalashnikov, V.A.Pivovarov, M.F.Troyanov, Z.N.Chizhikova, V.N.Sharapov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 7 pages, 3 tables. - References, 3 titles.*