

# В большой ядерной энергетике нет альтернативы замкнутому торий-уран-плутониевому топливному циклу

В. Е. МАРШАЛКИН



В. Е. Маршалкин

Одним из наиболее эффективных путей технического прогресса и совершенствования изделий является выбор материала с наиболее подходящими для этого изделия свойствами. Как правило, эволюция материалов проходит путь от существующих в природе до искусственно получаемых. Например, смена топливных материалов от

дров, каменного угля, нефти, нефтепродуктов, газа, ядерных материалов сопровождалась расширением возможностей их использования: от индивидуального обогрева и приготовления пищи до сооружения крупных тепловых станций для обеспечения энергией всей инфраструктуры больших городов, создания удобных видов индивидуального транспорта, возможностей перевозок на большие расстояния железнодорожным, морским, авиационным транспортом и так далее. Если проанализировать историю технического прогресса, то можно обнаружить, что наиболее значимые этапы этого развития связаны именно со сменой материалов.

## Делящиеся материалы первого поколения.

Применительно к ядерной энергетике имеет место следующая ситуация. В природе есть только один химический элемент уран, который содержит в своем составе ~0,7 % делящийся нейтронами любой энергии изотоп  $^{235}\text{U}$ . Поэтому в процессе реализации атомных проектов в США и СССР для получения оружейных материалов необходимо было разработать технологии обогащения урана изотопом  $^{235}\text{U}$ , а также наработки изотопа плутония  $^{239}\text{Pu}$  на естественном уране в созданных для этого реакторах.

Наработаны большие количества высокообогащенного урана и плутония оружейного качества. Адаптация реакторов-наработчиков плутония для производства энергии породила ядерную энергетiku в так называемом открытом

уран-плутониевом топливном цикле (отработавшее топливо поступает на хранение и захоронение), которая и эксплуатируется в настоящее время. Современная ядерная энергетика до сих пор использует изотопы  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и продолжает безуспешно осваивать в течение полувека изотоп  $^{239}\text{Pu}$ , то есть она работает на первом поколении ядерных материалов.

Наряду с несомненными успехами и возможностями современной ядерной энергетики выявлены тяжелые проблемы, от решения которых зависит ее дальнейшее развитие и место в обеспечении человечества энергией. В современных тепловых реакторах реакцией деления, определяющей энерговыделение, сжигается ~0,5 % добываемого урана, что ограничивает топливный ресурс ядерной энергетики. При этом ~10 % добываемого урана переводится в облученное ядерное топливо, являющееся высокоактивным материалом, которое накапливается и осложняет на многие века экологическую обстановку. Высокий запас реактивности современных тепловых реакторов делает их ядерно-опасными системами. Кроме того, высокая (~1 % выгружаемого топлива) наработка плутония создает предпосылку распространения расщепляющегося материала для несанкционированного изготовления ядерных взрывных устройств. Таким образом, прошедшие полвека убедительно показали тупиковый путь дальнейшего развития ядерной энергетики на основе используемых делящихся материалов первого поколения и открытого уран-плутониевого топливного цикла.

С середины 1950-х гг. принято считать, что решение этих проблем заключается в переводе ядерной энергетики на замкнутый уран-плутониевый топливный цикл (отработавшее топливо перерабатывается, и актиноиды возвращаются в реактор при последующих загрузках) с использованием реакторов на быстрых нейтронах. Предполагается, что на этом пути удастся обеспечить экономическую эффективность, высокую безопасность, экологическую приемлемость, нераспространение расщепляющихся материалов

и ядерных технологий. Однако, как показала история развития отрасли, реализация этой физически правильной идеи оказалась чрезвычайно трудной. Несмотря на усилия специалистов нескольких поколений и многомиллиардные долларовые затраты (~100 миллиардов долларов) в странах с развитой ядерной энергетикой достичь замыкания топливного цикла по плутонию до сих пор не удалось.

Из-за трудностей обеспечения безопасной работы закрыт французский «Суперфеникс», остановлены быстрые реакторы в Японии. Российские реакторы БН-600 и БН-800 работают на высокообогащенном уране, а не на смешанном оксидном уран-плутониевом топливе, и таким образом не полностью оправдывают свое предназначение. Проект Росатома «Прорыв» из-за трудностей решения технических проблем быстрых реакторов преобразован в двухкомпонентную ядерную энергетiku (парк из тепловых и быстрых реакторов и замыкание топливного цикла) с разорительным бюджетом и отсутствием надежды на успех.

По нашему мнению, жесткий спектр нейтронов и малопригодные для отрасли физико-химические и нейтронно-ядерные свойства  $^{239}\text{Pu}$ , используемого в качестве основного делящегося изотопа, не позволяют удовлетворить требованиям, предъявляемым ядерной энергетикой. Другими словами, делящиеся материалы первого поколения исчерпали свои возможности в открытом уран-плутониевом топливном цикле и не позволяют решить выявившиеся проблемы.

#### **Делящиеся материалы второго поколения.**

Все вышеупомянутые проблемы современной ядерной энергетики являются проблемами уран-плутониевого топливного цикла. Они могут быть кардинально решены путем использования изотопов тория ( $^{232}\text{Th}$ ) и  $^{233}\text{U}$ , в качестве основных реакторных материалов второго поколения и перевода ядерной энергетики на альтернативный замкнутый по всем актиноидам торий-уран-плутониевый топливный цикл. Использование  $^{232}\text{Th}$  вместо  $^{238}\text{U}$  в качестве сырьевого изотопа, основного делящегося изотопа  $^{233}\text{U}$  вместо  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , а также тяжелой воды вместо легкой воды в качестве теплоносителя и ее разбавление легкой водой во время работы реактора типа ВВЭР для поддержания его в критическом состоянии делают возможным самообеспечение топлива активными изотопами. На этой основе возможно замыкание торий-уран-плутониевого топливного цикла по всем актиноидам, в том числе и

после достижения их равновесного изотопного состава. Это позволяет повысить на ~2 порядка топливный ресурс, качественно упростить обращение с радиоактивными отходами, понизить ядерную опасность реактора типа ВВЭР, создать технологический барьер на пути распространения расщепляющихся материалов и ядерных технологий.

Начальный этап ториевой энергетики в России обеспечен торием, содержащемся в монацитовом концентрате Красноуфимского района Свердловской области. В ~80 000 тонн концентрата содержится ~5 % (~4 000 тонн) тория, который будет выделен попутно при переработке концентрата с целью выделения редкоземельных элементов. В природе тория содержится примерно в 3 раза больше, чем урана. Источником нейтронов на начальном этапе ториевой энергетики могут быть нейтроны деления высокообогащенного урана, реакторного плутония и излишков оружейного плутония, что представляется их наиболее разумным использованием. При использовании любых активных материалов для стартовой загрузки с торием в качестве сырьевого материала при рециклировании топлива в нем устанавливается один и тот же равновесный состав, характеризующийся понижением удельного содержания более тяжелых изотопов и элементов до уровня примесей.

**Замкнутый торий-уран-плутониевый топливный цикл.** Ниже иллюстрируются преимущества использования замкнутого по всем актиноидам торий-уран-плутониевого топливного цикла относительно используемого в настоящее время открытого и разрабатываемого замкнутого уран-плутониевого топливного цикла. Обосновывается целесообразность замены бесплодных усилий по разработке быстрых реакторов и двухкомпонентной ядерной энергетики в замкнутом уран-плутониевом топливном цикле на разработку использования изотопов  $^{232}\text{Th}$  и  $^{233}\text{U}$  в качестве реакторных материалов второго поколения и перевода ядерной энергетики на альтернативный замкнутый по всем актиноидам торий-уран-плутониевый топливный цикл. По сути дела предлагается заменить при переходе от открытого топливного цикла к закрытому не тип реактора (тепловой на быстрый), а делящиеся материалы  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  на более подходящие для ядерной энергетики  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{U}$ , то есть перейти на материалы второго поколения.

На рисунке приведена схема наиболее вероятного изотопного преобразования сырьевого изотопа  $^{232}\text{Th}$  в процессе работы реактора, ко-



нов деления в последующем поколении на поглощенный нейтрон в предыдущем поколении менее 2 для обоих изотопов  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , и не могут обеспечить их воспроизводства в реакторах на тепловых нейтронах. В уран-плутониевом топливном цикле значения сечений радиационного захвата нейтрона  $\sigma(n, \gamma)$  для изотопов  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  в разы больше, чем для изотопа  $^{238}\text{U}$ . Появление  $^{233}\text{U}$  в цепочке последовательно нарабатываемых изотопов и элементов на сырьевом тории качественно понижает удельное содержание актиноидов в облученном ядерном топливе, нарабатываемых на тории.

Таким образом, изотоп  $^{233}\text{U}$  относительно использующихся в настоящее время и планируемых для использования в будущем изотопов  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  является наиболее подходящим для ядерной энергетики делящимся ядром. Следует отметить, что в радиационном захвате нейтронов  $^{233}\text{U}$  одновременно теряются нейтрон и хорошо делящееся ядро  $^{233}\text{U}$ , что обуславливает целесообразность ужесточения спектра нейтронов в тепловом реакторе.

На нарабатываемом изотопе  $^{234}\text{U}$  в  $(n, \gamma)$  процессе нарабатывается последующий изотоп  $^{235}\text{U}$ , делящийся нейтронами любой энергии. Его деление сопровождается улучшением нейтронного баланса и уменьшением наработки изотопа  $^{236}\text{U}$  и других более тяжелых порогово делящихся ядер:  $^{237}\text{Np}$ , плутония  $^{238}\text{Pu}$ . Эти три ядра являются основными последовательно нарабатываемыми долгоживущими поглотителями нейтронов, препятствующими наработке делящихся нейтронами любой энергии изотопов  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ . Деление изотопов  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  практически заканчивает наработку последующих более тяжелых изотопов и элементов и улучшает нейтронный баланс в реакторе.

Следует подчеркнуть, что деление последовательно заселяемых ядер  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  нейтронами любой энергии является основным поставщиком энергии и нейтронов в реакторе. То есть, наиболее эффективно работающим является «укороченный» замкнутый торий-урановый топливный цикл с пониженной наработкой нептуния, плутония и других более тяжелых элементов, что позволяет замкнуть по всем актиноидам торий-уран-плутониевый цикл. Деление изотопов плутония является второстепенным источником энергии и нейтронов, но важным процессом ограничения наработки более тяжелых элементов. Дополнительным источником нейтронов в реакторе является деление порогово делящихся ядер  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{233}\text{Pa}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$

быстрыми нейтронами, а также короткоживущих ядер  $^{237}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Np}$ ,  $^{231}\text{Th}$ ,  $^{232}\text{Pa}$  при конкуренции с их распадом.

Другой замечательной особенностью замкнутого по всем актиноидам торий-уран-плутониевого топливного цикла является использование реактора типа ВВЭР с пониженным ( $V_{\text{в}}/V_{\text{т}} < 2$ ) объемным водотопливным отношением, но с тяжелой водой в качестве теплоносителя и ее разбавления легкой водой в процессе работы реактора. Тяжелая вода относительно легкой воды обеспечивает экономию нейтронов, вместе с пониженным водотопливным отношением ужесточает их спектр, а разбавление легкой водой повышает реактивность топлива – удержание реактора в критическом состоянии. Наиболее высокое удельное содержание изотопа  $^{233}\text{U}$  и других хорошо делящихся ядер в топливе при использовании в качестве теплоносителя тяжелой воды  $\text{D}_2\text{O}$  в стартовом состоянии реактора с пониженным водотопливным отношением в критическом состоянии может рассматриваться как запас реактивности системы без необходимости его компенсации поглотителями нейтронов.

Подмешивание легкой воды в теплоноситель является способом реализации этого запаса реактивности для поддержания реактора в критическом состоянии по мере выгорания реакцией деления стартовых  $^{233}\text{U}$  и других делящихся нейтронами любой энергии ядер и наработки поглотителей нейтронов при соблюдении эффективной их экономии. Таким образом, найден способ (Патент на изобретение № 2541516, МПК G21C1 00, дата публикации 20.02.2015. Бюллетень № 5 за 2015 г., авторы – В. Е. Маршалкин, В. М. Пovyшев) обеспечения оптимальной нейтронной кинетики и эффективного изотопного преобразования в оксидном  $^{232}\text{Th}$ - $^{233}\text{U}$  топливе водо-водяного реактора с расширенным воспроизводством изотопа  $^{233}\text{U}$  и сравнительно простой реализацией.

Отсутствие обычно используемого запаса реактивности и его компенсации выгорающими поглотителями качественно экономит нейтроны и понижает ядерную опасность реактора. Сравнительно большой период полураспада протактиния  $^{233}\text{Pa}$  ( $T_{1/2} = 27$  суток), нарабатываемого на тории в процессе радиационного захвата нейтронов, и его  $\beta$ -распад с образованием изотопа  $^{233}\text{U}$  стабилизирует работу реактора по мощности. Технологии использования воды (обычной и тяжелой) в качестве теплоносителя являются наиболее отработанными, а способность изме-

нения ее состава в процессе работы реактора со значимым изменением спектра нейтронов является уникальной.

**Рециклирование ядерного топлива.** В замкнутом по всем актиноидам торий-уран-плутониевом топливном цикле после каждого цикла работы все актиноиды отделяются от продуктов деления и распада и используются в качестве топлива для последующего цикла. Продукты деления и распада являются отходами ядерной энергетики, которые освобождены от актиноидов, что качественно облегчает обращение с ними. При загрузке того же реактора типа ВВЭР (с тем же водотопливающим отношением, с тяжелой водой в качестве теплоносителя и ее разбавлением легкой водой в процессе работы) восполняется выгоревший сырьевой торий и убираются или добавляются активные изотопы для обеспечения критического состояния реактора на этапе рециклирования топлива. При таком рециклировании топлива с самообеспечением активными изотопами оно выходит на равновесный изотопный состав вне зависимости от стартовых активных материалов (высокообогащенный уран, энергетический или оружейный плутоний).

Большое (~900 кг/т) удельное содержание тория в стартовых загрузках и промежуточный спектр нейтронов обуславливают непосредственное деление порогово делящихся ядер тория на уровне ~1,2 кг/т за каждые четыре года работы. Изотоп  $^{233}\text{U}$ , нарабатываемый на тории, является основным делящимся изотопом. Его вклад в число разделяющихся ядер за время работы находится на высоком уровне ~47 кг/т даже в равновесном состоянии. Порогово делящийся изотоп  $^{234}\text{U}$ , нарабатываемый на  $^{233}\text{U}$ , делится только быстрыми нейтронами, и его вклад в число разделяющихся ядер за время работы в равновесном состоянии находится на уровне ~0,7 кг/т.

Следующим по величине вклада в число разделяющихся ядер за время работы (после  $^{233}\text{U}$ ) является активный изотоп  $^{235}\text{U}$ , нарабатываемый на  $^{234}\text{U}$ . Его вклад составляет ~4 кг/т. Далее в последовательном радиационном захвате нейтронов заселяются три долго живущие порогово делящиеся ядра  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ , вклад которых в число разделяющихся ядер находится на уровне ~0,1; ~0,07; ~0,5 кг/т соответственно. Затем заселяются и делятся изотопы плутония  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ , вклад которых в число разделяющихся ядер находится на уровне ~0,55; ~0,01; ~0,25 кг/т соответственно. Конечно, под-

вергаются делению быстрыми нейтронами и другие сравнительно долгоживущие изотопы элементов от урана до кюрия, но вклад их незначителен.

Представляется важным еще раз отметить определяющий вклад в число разделяющихся ядер за время работы в равновесном состоянии трех последовательно заселяемых изотопов урана  $^{233}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и самого тория. Их деление обуславливает возможность обеспечения положительного нейтронного баланса вследствие не только рождения нейтронов, но и понижения доли далее заселяемых ядер-поглотителей нейтронов  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ . Именно на стадии прохождения изотопов  $^{233}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  трансмутируется реакцией деления подавляющая доля (0,94 %) сырьевых ядер  $^{232}\text{Th}$ , испытывающих радиационный захват нейтронов. При этом вклад изотопов плутония находится на уровне ~2 %.

**Радиоактивные отходы и нераспространение делящихся материалов.** В замкнутом торий-уран-плутониевом топливном цикле актиноиды рециклируются, а их потери и попадание в радиоактивные отходы определяются возможностями переработки облученного топлива, уровень которой характеризуется величиной ~0,1 % для каждого элемента. Таким образом, при переработке одной тонны облученного топлива после каждого четырехлетнего цикла работы радиоактивные отходы будут содержать ~54 кг продуктов деления, ~0,8 кг тория, ~0,1 кг изотопов урана, ~0,005 кг изотопов плутония, ~0,002 кг нептуния и «следовые» значения изотопов америция и кюрия, что качественно упрощает обращение с высокоактивными отходами. Высокая эффективность использования ядерного топлива в замкнутом торий-уран-плутониевом топливном цикле и упрощение обращения с радиоактивными отходами в нем являются техническим результатом полученного патента (Патент на изобретение № 2634476, МПК G21C1 00, дата публикации 31.10.2017. Бюллетень № 31 за 2017 г., авторы – В. Е. Маршалкин, В. М. По-вышев).

На всех этапах топливного цикла имеет место технологический барьер на пути несанкционированного распространения расщепляющихся материалов в виде содержания радиологически опасного изотопа  $^{232}\text{U}$  в уране и высокого нейтронного фона от четно-четных изотопов плутония в плутонии. Наличие жесткого  $\gamma$ -излучения продуктами распада  $^{232}\text{U}$  упрощает контроль за перемещением такого топлива. В то же время в заводских условиях возможно обеспечение за-

щиты от этого излучения и понижения влияния его интенсивности путем изменения регламента обращения с ним.

**Повышение длительности работы реактора без перегрузки топлива.** Смена целевой задачи расширенного воспроизводства активных изотопов при рециклировании топлива в замкнутом торий-уран-плутониевом топливном цикле на задачу повышения длительности работы реактора без перегрузки топлива изучалась с использованием доступного материала в виде двуокиси высокообогащенного урана ( $^{235}\text{U}_{0,9}$   $^{238}\text{U}_{0,1}$ ) $\text{O}_2$  и тория  $^{232}\text{ThO}_2$ . При этом для удельной мощности 211 Вт/см и разбавления тяжелой воды  $\text{D}_2\text{O}$  легкой водой  $\text{H}_2\text{O}$  наполовину обеспечивается возможность 11 лет непрерывной работы реактора, с глубоким выгоранием (~90 %) стартового изотопа  $^{235}\text{U}$  и эффективной наработке (~40 кг/т) изотопа  $^{233}\text{U}$  (Патент на изобретение № 2619599, МПК G21C1 00, дата публикации 17.05.2017. Бюллетень № 14 за 2017 г., авторы – В. Е. Маршалкин, В. М. Пovyшев). Понижение мощности в 2 и более раз сопровождается соответствующим повышением длительности работы реактора без перегрузки топлива.

**Распадные и физико-химические свойства Th-U-Pu топлива.** Распадные и физико-химические свойства Th-U-Pu топлива являются более подходящими для ядерной энергетики, чем U-Pu топлива. Вероятность спонтанного деления изотопов тория, урана и плутония повышается при переходе от тория к урану и особенно к плутонию вследствие понижения барьеров деления при таком переходе. Нейтронный фон от четно-четных изотопов плутония качественно затрудняет обращение со смешанным оксидным уран-плутониевым топливом. Обращение с Th-U-Pu топливом облегчается вследствие меньшего на ~2 порядка удельного содержания изотопов плутония. Температура плавления понижается при переходе от тория к урану и особенно к плутонию от 1750 °C к 1134 °C и к 639 °C соответственно. При этом понижаются значения теплоты плавления и теплопроводности. Переход от тория к урану и к плутонию сопровождается понижением их стабильности под нейтронным облучением.

**Прототип.** Вдохновляющим примером целесообразности развития этого направления являются создание, работа и результаты переработки отработавшего оксидного торий-уранового топлива водо-водяного реактора бридера (LWBR) в Шиппигпорте (США). Экспериментально показаны возможности:



В. Е. Маршалкин и А. Ю. Вахрушин в США

- достижения расширенного воспроизводства ( $k_{\text{eff}} \approx 1,013$ )  $^{233}\text{U}$  в  $^{232}\text{Th}$ - $^{233}\text{U}$  оксидном топливе;
- использования обычной воды в качестве теплоносителя;
- радиохимической переработки облученного топлива с выделением урана, содержащего радиологически опасный изотоп  $^{232}\text{U}$ .

Это является экспериментальным доказательством возможности обеспечения расширенного воспроизводства  $^{233}\text{U}$  в  $^{232}\text{Th}$ - $^{233}\text{U}$  оксидном топливе в реакторах типа ВВЭР, практической реализации технологий замкнутого торий-уран-плутониевого топливного цикла.

Общий вывод состоит в том, что большая ядерная энергетика возможна только при переходе на делящиеся материалы второго поколения  $^{232}\text{Th}$  и  $^{233}\text{U}$  и замкнутый по всем актиноидам торий-уран-плутониевый топливный цикл. При этом требуется инженерная проработка обеспечения предложенного сценария работы реактора и технологий замкнутого торий-уран-плутониевого топливного цикла.

*Автор и редакционная коллегия журнала обращаются с просьбой к специалистам, заинтересованным в развитии ядерной энергетики, дать заключение о предложенном направлении работ.*

**МАРШАЛКИН Василий Еромолаевич –**

ведущий научный сотрудник ИТМФ РФЯЦ-ВНИИЭФ, кандидат физ.-мат. наук, лауреат Международного конкурса научных, научно-технических и инновационных разработок, направленных на развитие топливно-энергетической и добывающей отраслей промышленности 2018 г.