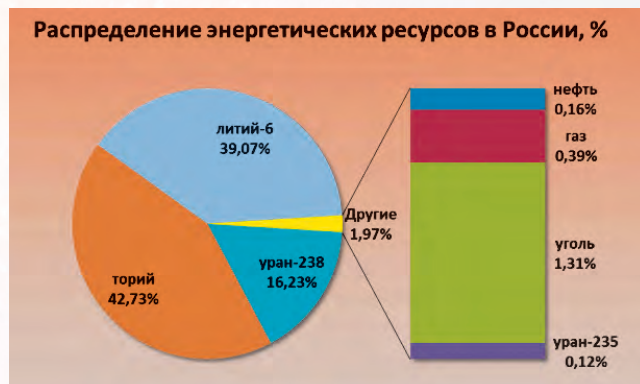


Ядерная энергетика: потенциальные возможности, проблемы и способ их решения

В. Е. МАРШАЛКИН

1. В работах специалистов Курчатовского института распределение основных ископаемых энергетических ресурсов России оценивается следующим образом: энергия деления тория составляет ~42,72 %; энергия деления урана ~16,23 %; энергия сжигаемого в термоядерной (*t, d*) реакции трития, получаемого из ${}^6\text{Li}$, составляет ~39,07 %, изотопа урана ${}^{235}\text{U}$ ~0,12 %. При этом интенсивно используемые в настоящее время ископаемые энергетические ресурсы углеводородов составляют всего ~1,86 %, и они распределяются следующим образом: нефть ~0,16 %, газ ~0,39 %, уголь ~1,31 %. Отсюда видны ограниченность возможности использования энергетического ресурса углеводородов в длительной перспективе и целесообразность наращивания мощностей, поставляющих энергию деления ядер тория и урана.



В настоящее время углеводороды являются основным источником тепла и электричества, а также сырьем на химических производствах. Ограниченный ресурс, выделение CO_2 и других экологически вредных продуктов сжигания, а также целесообразность их использования для производства товаров народного потребления, обуславливают необходимость их замены производством ядерной энергии деления тяжелых ядер тория и урана и энергии синтеза изотопов водорода, дейтерия и трития. Ядерное производство энергии характеризуется отсутствием производства химически вредных соединений, но сопровождается наработкой радиоактивных

продуктов ядерных реакций. Высокая (~ 10^6 раз) калорийность ядерного топлива относительно углеводородов упрощает обращение с урановым топливом, понижает топливную составляющую производства энергии, но повышает капитальные затраты при строительстве реакторов. Использование ядерной энергии в оружии накладывает ряд дополнительных ограничений на ее использование в энергетике.

2. К настоящему времени впечатляющих успехов достигла ядерная энергетика (ЯЭ) на основе использования изотопа урана ${}^{235}\text{U}$, вклад которой в производство электроэнергии достиг ~17 %. В то же время использование основного изотопа урана ${}^{238}\text{U}$ для производства энергии в современной ЯЭ является крайне ограниченным, а производство энергии осуществляется за счет сжигания изотопа ${}^{235}\text{U}$, удельное содержание которого в природном уране составляет только ~0,7 %. Развитие термоядерной энергетике встретилось с большими техническими трудностями.

Развитию ториевой энергетике не уделялось должного внимания. Такое состояние сложилось в связи с использованием ядерной энергии в ядерном оружии. При этом определяющим фактором явилось наличие в естественном уране изотопа ${}^{235}\text{U}$, деление которого возможно нейтронами любой энергии. В американском и советском атомных проектах оружейный уран наработан путем обогащения урана изотопом ${}^{235}\text{U}$, а оружейный плутоний наработан на естественном уране в созданных для этого ядерных реакторах. Адаптация реакторов-наработчиков плутония для производства энергии породила ЯЭ в так называемом открытом уран-плутониевом топливном цикле, который и эксплуатируется в настоящее время.

3. Современная ЯЭ, использующая уран-урановое топливо, убедительно демонстрирует возможность на конкурентной основе поставлять энергию деления ядер в промышленном масштабе. Вместе с этим к настоящему времени выявлены проблемы, затрудняющие ее использование. В современных тепловых реакторах, реакцией деления, определяющей энерговыде-



ление, сжигается ~0,5 % добываемого урана, что на два порядка ограничивает топливный ресурс ЯЭ. При этом ~90 % добываемого урана остается в отвалах разделительного производства, ~10 % переводится в облученное ядерное топливо, являющееся высокоактивным материалом, которое накапливается и осложняет экологическую обстановку. Высокий запас реактивности современных тепловых реакторов делает их ядерно-опасными системами. Высокая (1 % выгружаемого топлива) наработка плутония создает предпосылку распространения расщепляющегося материала для несанкционированного изготовления ядерных взрывных устройств.

Таким образом, прошедшие полвека убедительно показали возможность крупномасштабного получения и использования энергии деления ядер. Вместе с этим перечисленные выше проблемы сдерживают ее дальнейшее развитие.

С 1950-х гг. принято считать, что решение этих проблем заключается в обеспечении самовоспроизводства изотопа ^{239}Pu на изотопе ^{238}U и переводе ЯЭ на замкнутый уран-плутониевый топливный цикл с использованием реакторов на быстрых нейтронах. Однако техническая реализация этой физически правильной идеи оказалась чрезвычайно трудной. Несмотря на усилия

специалистов нескольких поколений и многомиллиардные долларовые затраты в странах с развитой ЯЭ достичь замыкания топливного цикла по плутонию до сих пор не удалось.

4. По нашему убеждению, все эти и другие проблемы современной ЯЭ являются проблемами уран-плутониевого топливного цикла, выбор которого, как выше отмечено, был обусловлен наличием в природе только одного активного изотопа ^{235}U в естественном уране. В настоящее время все эти проблемы могут быть решены путем использования изотопов ^{232}Th и ^{233}U в качестве реакторных материалов второго поколения и перевода ЯЭ на альтернативный замкнутый по всем актиноидам торий-уран-плутониевый топливный цикл. В отличие от использующихся в современной ЯЭ изотопов ^{235}U и ^{239}Pu изотоп ^{233}U характеризуется рождением больше двух вторичных нейтронов на поглощенный нейтрон любой энергии из-за рекордно малого значения сечения радиационного захвата нейтронов. Этого достаточно, чтобы одновременно использовать один нейтрон на деление следующего ядра, а другой нейтрон на воспроизводство разделившегося ядра. Использование тяжелой воды в качестве теплоносителя способствует экономии нейтронов, а возможность ее разбавления легкой водой со смягчением спектра нейтронов по-

звояет поддерживать реактор в критическом состоянии без стандартно используемых запаса реактивности и поглотителей нейтронов. Таким образом, использование ^{232}Th в качестве сырьевого изотопа вместо ^{238}U , основного делящегося изотопа ^{233}U вместо ^{239}Pu , тяжелой воды вместо легкой воды и ее разбавления легкой водой во время кампании в реакторе типа ВВЭР обуславливают возможность самообеспечения топлива активными изотопами. На этой основе могут быть решены все перечисленные выше проблемы современной ЯЭ (без использования реакторов на быстрых нейтронах с металлическими теплоносителями) путем эволюционной адаптации реакторов типа ВВЭР, сопутствующей им инфраструктуры и опыта эксплуатации, путем перевода ядерной энергетики второго поколения на использование наиболее распространенного в природе тория. Опыт извлечения оружейного плутония из облученного уран-уранового топлива может и должен быть адаптирован на переработку облученного топлива на основе тория.

5. В природе тория в три раза больше, чем урана. Возможность использования тория в ЯЭ исследуется в ряде стран: в Германии, США, Канаде, Бразилии. В Индии, обладающей особенно большими запасами тория, имеется национальная программа по развитию ториевой энергетики. По нашему мнению, наличие физической возможности расширенного воспроизводства ^{233}U на тории и отсутствие аналогичной возможности воспроизводства ^{239}Pu на ^{238}U в современных реакторах типа ВВЭР обуславливают несомненную целесообразность перевода современной ядерной энергетики на замкнутый торий-уран-плутониевый топливный цикл. Практическая возможность этого перевода в настоящее время обеспечена наличием больших количеств высокообогащенного урана и реакторного плутония, необходимых в качестве источника нейтронов на стадии наработки изотопа ^{233}U и становления ториевой энергетики.

Начальный этап ториевой энергетики обеспечен торием, содержащимся в моноцитовом концентрате в Красноуфимском районе Свердловской области. В ~80 тысячах тонн концентрата содержится 5 % тория, который будет получен попутно при переработке концентрата с целью выделения редкоземельных элементов.

Вдохновляющим примером целесообразности исследований в этом направлении являются создание, работа и результаты переработки отработавшего оксидного торий-уранового топлива водо-водяного реактора бридера (LWBR) в Шип-

пигпорте. Экспериментально показаны возможности:

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

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

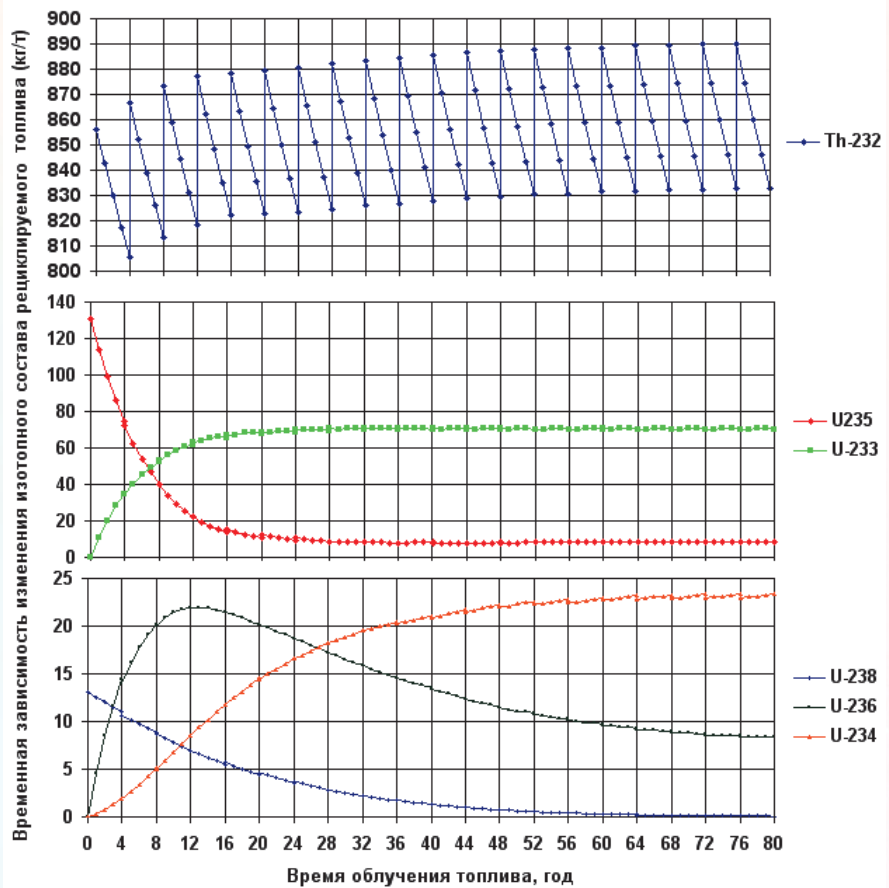
Таким образом, по нашему мнению, следующим этапом развития ЯЭ является утилизация (глубокое выжигание активных изотопов ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu реакцией деления ядер) высокообогащенного урана и энергетического плутония с наработкой изотопа ^{233}U и запуска замкнутого торий-уран-плутониевого топливного цикла с использованием реакторов типа ВВЭР с тяжелой водой, ее разбавлением легкой водой в процессе кампании (времени между перегрузками топлива) и устранением возможности перехода реактора в надкритическое состояние. При этом на профилактическом уровне будут решены вышеперечисленные основные проблемы современной ядерной энергетики.

6. К настоящему времени известно одно масштабное использование в ядерной энергетике оружейного урана, высокообогащенного изотопом ^{235}U (в том числе $^{235}\text{U}_{0,9}$, $^{238}\text{U}_{0,1}$). Это проект ВОУ-НОУ, в рамках которого российский высокообогащенный уран был разбавлен обедненным ураном, продан и сожжен обычным образом в американских реакторах PWR.

При этом с физической точки зрения было потеряно его главное качество, обусловленное высоким обогащением, которое позволяет эффективно перевести современную ЯЭ на замкнутый торий-уран-плутониевый топливный цикл с ее последующей эксплуатацией в равновесном режиме. В связи с разницей в значениях критической массы шаров из ^{235}U (~47 кг) и из ^{233}U (~15,6 кг) для поддержания критического состояния реактора достаточно производства в ~3 раза меньшего числа ядер ^{233}U относительно числа сгоревших ядер ^{235}U . Это означает, что количество вторичных нейтронов, образующихся при делении ядер ^{235}U , может быть достаточным и для деления следующих ядер и для поддержания критического состояния реактора при ис-

пользовании тория в качестве сырьевого изотопа и наработки изотопа ^{233}U . Как отмечено выше, деление ядер ^{233}U нейтронами любой энергии сопровождается образованием более двух вторичных нейтронов на поглощенный нейтрон и соответственно может обеспечить расширенное воспроизводство ^{233}U . Дополнительным источником нейтронов, улучшающим нейтронный баланс, является деление ^{232}Th стартовой загрузки и нарабатываемых пороговых изотопов ^{234}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{240}Pu быстрыми нейтронами, вероятность деления которых повышается с использованием тяжелой воды в качестве теплоносителя и понижением объемного водотопливного отношения. Следует отметить, что появление изотопа ^{233}U в изотопной кинетике сопровождается понижением на порядок последовательно заселения изотопов ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , поглощающих нейтроны, и появлением возможности заселения делящихся изотопов плутония ^{239}Pu , ^{241}Pu , что дополнительно улучшает нейтронный баланс. Вместе с этим накопление в процессе кампании поглощающих нейтроны продуктов деления, водорода при разбавлении D_2O обычной H_2O , изотопов ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu сопровождаются ухудшением нейтронного баланса и ограничивает воспроизводство активных изотопов ^{233}U , ^{235}U .

7. На начальном этапе перехода к ториевой энергетике с целью облегчения изготовления и эксплуатации ториевого топлива, его переработки и повышения эффективности использования высокообогащенного урана для наработки ^{233}U возможно использование укороченного замкнутого торий-уранового топливного цикла. При этом после каждой кампании выделяются Th и изотопы урана (от 232 до 238), которые используются в качестве топлива в последующей кампании с восполнением выгоревшего тория. Нарбатываемые при таком рециклировании изотопы ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu также выделяются и могут быть сожжены на после-



Временная зависимость изменения удельного (кг/т) изотопного состава при рециклировании торий-уранового топлива

дующих этапах становления замкнутого торий-уран-плутониевого топливного цикла с улучшенным нейтронным балансом после выхода на равновесное (пониженное) значение содержания изотопа ^{236}U .

На рисунке приведено изменение удельного содержания изотопов тория и урана в топливе в течение 80 лет облучения (20 кампаний) при удельной мощности ячейки 211 Вт/см и использования высокообогащенного урана ($^{235}\text{U}_{0,9}$, $^{238}\text{U}_{0,1}$) в стартовой топливной композиции, тяжелой воды на старте каждой кампании и ее разбавления легкой водой в процессе каждой кампании.

Использование в стартовой загрузке урана более высокого обогащения будет способствовать понижению наработки изотопов плутония, америция, кюрия и соответствующему упрощению обращения с топливом. Расчеты выполнены в ячеечном приближении с объемным водотопливным отношением 1,23. Видно, что основное изменение как в процессе каждой кампании (~50–60 кг/т), так и между первой и двадцатой

кампаниями (~30 кг/т), испытывает содержание тория. Происходит выгорание стартовых изотопов ^{235}U и ^{238}U со ~130 кг/т до ~8,5 кг/т и с ~13 кг/т до ~0,07 кг/т соответственно. Идет наработка (с нуля) ^{233}Pa и изотопов урана ^{233}U , ^{234}U , и ^{236}U . Нарбатываемый ^{233}Pa в соответствии с его распадом в ^{233}U в расчетах прибавляется к ^{233}U в топливе для последующей кампании. Происходит особенно большое понижение удельного содержания ^{235}U с соответствующим накоплением ^{236}U . Содержание ^{236}U выходит на максимум после третьей кампании, а затем начинает понижаться в соответствии с выгоранием ^{235}U . Имеет место рост содержания изотопов ^{233}U и ^{234}U в топливе с ростом номера кампании. При этом после примерно пятой кампании содержание ^{233}U стремится к насыщению (~70 кг/т), а содержание ^{234}U продолжает увеличиваться и также стремится к своему насыщению (~23 кг/т). Таким образом, при рециклировании формируется равновесный изотопный состав: ~70 кг/т ^{233}U , ~23 кг/т ^{234}U , ~8,5 кг/т ^{235}U , ~7 кг/т ^{236}U . Равновесное изотопное содержание зависит от водотопливного отношения, удельной мощности реактора, времени кампании, но в конечном счете не зависит от использования на начальном этапе ториевой энергетики высокообогащенного урана, реакторного плутония или их комбинаций в качестве источника нейтронов.

Не трудно увидеть, что в рассмотренном рециклировании интенсивное деление нарабатываемого ^{233}U начинается с первой кампании, со второй кампании вероятность деления ^{233}U превосходит вероятность деления ^{235}U , а далее становится определяющей. Подобная картина будет иметь место и при использовании реакторного плутония в качестве активного материала стартовой загрузки. Таким образом, в замкнутом торий-уран-плутониевом топливном цикле основными делящимися изотопами будут ^{233}U , ^{235}U , нарабатываемые на тории. Изотопы плутония, мало подходящие по своим свойствам для ЯЭ, практически будут устранены из нее. Их основная роль сведется к дополнительному устранению наработки изотопов америция и кюрия в замкнутом торий-уран-плутониевом топливном цикле.

8. 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. При переработке одной тонны облученного то-

плива в реакторе с выше указанными параметрами после каждой четырехлетней кампании 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 ядерной энергетики. На всех этапах топливного цикла имеет место технологический барьер на пути несанкционированного распространения расщепляющихся материалов в виде содержания радиологически опасного изотопа ^{232}U в уране, естественно обогащенном изотопом ^{233}U , и высокого нейтронного фона от четно-четных изотопов плутония.

Решение проблем современной ЯЭ путем ее перевода на замкнутый торий-уран-плутониевый топливный цикл с использованием реакторов типа ВВЭР, теплоносителя – тяжелой воды и ее разбавления легкой водой в процессе кампании позволит:

- повысить на ~2 порядка топливный ресурс;
- качественно упростить обращение с радиоактивными отходами;
- понизить ядерную опасность реактора;
- создать технологический барьер на пути распространения расщепляющихся материалов и ядерных технологий.

При этом будут использованы имеющиеся опыт эксплуатации, технологии и инфраструктура современной ЯЭ. Можно ожидать, что реализация этих резервов и приведет к преодолению наметившейся стагнации и бурному наращиванию мощностей ЯЭ.

Автор благодарен академику Ю. А. Трутневу за внимание и сотрудничество, В. М. Повышеву за многолетнее сотрудничество.

Работа автора статьи «Концепция замкнутого торий-уран-плутониевого топливного цикла ядерной энергетики» получила вторую премию на Международном конкурсе научных, научно-технических и инновационных разработок, направленных на развитие топливно-энергетической и добывающей отраслей промышленности 2017 г.

В 2017 г. на конкурс было представлено 188 работ от 79 предприятий топливно-энергетической и добывающей отраслей промышленности.

МАРШАЛКИН Василий Ермолаевич –
ведущий научный сотрудник ИТМФ
РФЯЦ-ВНИИЭФ, кандидат физ.-мат. наук