

КОНЦЕПЦИЯ ЗАМКНУТОГО ТОРИЙ-УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В. Е. Маршалкин

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», г. Саров Нижегородской обл.

Использование ^{232}Th вместо ^{238}U в качестве сырьевого изотопа, основного делящегося изотопа ^{233}U вместо ^{239}Pu , тяжелой воды вместо легкой воды в качестве теплоносителя и ее разбавления легкой водой во время кампании реактора типа ВВЭР делают возможным самообеспечение топлива активными изотопами, в том числе и после достижения равновесного изотопного состава актиноидов, и обеспечивают замыкание торий-уран-плутониевого топливного цикла. 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.

Ключевые слова: реактор типа ВВЭР; ^{232}Th и ^{233}U -изотопы второго поколения; тяжелая вода-теплоноситель и ее разбавление легкой водой; самообеспечение топлива активными изотопами; замкнутый торий-уран-плутониевый топливный цикл; утилизация высокообогащенного урана; трансмутация актиноидов реакцией деления.

THE CONCEPT OF CLOSED THORIUM-URANIUM-PLUTONIUM FUEL CYCLE IN NUCLEAR-POWER INDUSTRY / V. E. MARSHALKIN // The use of ^{232}Th as a raw isotope instead of ^{238}U and the main fissile isotope ^{233}U instead of ^{239}Pu , as well as the use of heavy water instead of light water as a coolant and its dilution with light water in the VVER-type reactor campaign make it possible the fuel self-enrichment with active isotopes, including the time upon the achieved balance in the isotope ratio of actinides) and provide conditions for closing the thorium-uranium-plutonium fuel cycle. This allows increasing the fuel life time by ~ 2 orders of magnitude, making easier the management of radioactive wastes, decreasing the nuclear risk of the VVER-type reactor; and providing a technological barrier to prevent the distribution of fissile materials and nuclear technologies.

Key words: VVER-type reactors, ^{232}Th and ^{233}U isotopes of the second generation, heavy-water coolant and its dilution with light water, fuel self-enrichment with active isotopes, closed thorium-uranium-plutonium fuel cycle, utilization of highly enriched uranium; transmutation of actinides by fission reaction.

Введение

Распределение основных ископаемых энергетических ресурсов России (рис. 1) оценивается [1] следующим образом: энергия деления тория составляет $\sim 42,72\%$; энергия деления урана $\sim 16,23\%$; энергия сжигаемого в термоядерной (t, d) реакции трития, получаемого

из ^6Li , составляет $\sim 39,07\%$, изотопа урана ^{235}U $\sim 0,12\%$. При этом интенсивно используемые в настоящее время ископаемые энергетические ресурсы углеводородов составляют всего $\sim 1,86\%$, и они распределяются следующим образом: нефть $\sim 0,16\%$, газ $\sim 0,39\%$, уголь $\sim 1,31\%$. Отсюда видны ограниченность возможности использования энергетического ре-

сурса углеводородов в длительной перспективе и целесообразность наращивания мощностей, поставляющих энергию деления ядер тория и урана.

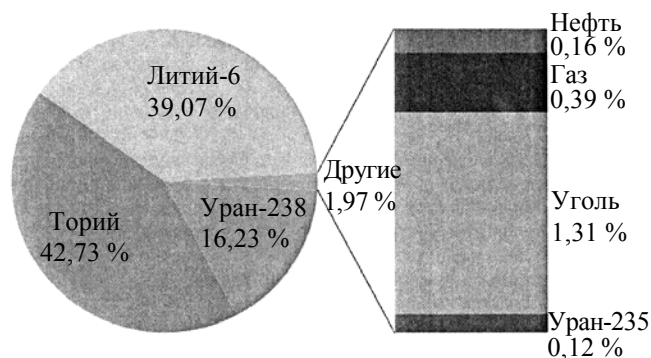


Рис. 1. Распределение ископаемых энергетических ресурсов России

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 использования углеводородов для производства товаров народного потребления, уже в настоящее время обуславливают потребность замены их использования для производства энергии производством ядерной энергии деления тяжелых ядер тория и урана и энергии синтеза изотопов водорода дейтерия и трития. Ядерное производство энергии характеризуется отсутствием химически вредных соединений и парниковых газов, но сопровождается наработкой радиоактивных продуктов ядерных реакций. Высокая ($\sim 10^6$ раз) калорийность ядерного топлива относительно углеводородов упрощает обращение с ядерным топливом, понижает топливную составляющую производства энергии, но повышает капитальные затраты при строительстве реакторов. Развитие термоядерной энергетики встретилось с большими техническими трудностями. Развитию ториевой энергетики не уделялось должного внимания. Использование ядерной энергии в оружии накладывает ряд дополнительных ограничений на ее использование в энергетике.

Впечатляющих успехов достигла ядерная энергетика (ЯЭ) на основе урана, вклад которой в полное производство электроэнергии достигал $\sim 17\%$, но понизился к настоящему времени до $\sim 11\%$. При этом использование основного для природной смеси изотопа урана ^{238}U в современной ЯЭ является крайне ограниченным, а энерговыделение осуществляется в основном за счет сжигания изотопа ^{235}U , удельное содержание которого в природном уране составляет только $\sim 0,7\%$. Такое состояние сложилось в связи с использованием ядерной энергии в ядерном оружии. При этом определяющим фактором явилось наличие в естественном уране изотопа ^{235}U , деление которого возможно нейтронами любой энергии. В американском и советском атомных проектах оружейный уран наработан путем обогащения урана изотопом ^{235}U , а оружейный плутоний наработан на естественном уране в созданных для этого ядерных реакторах. Нароботаны большие количества высокообогащенного урана и плутония оружейного качества. Адаптация реакторов-наработчиков плутония для производства энергии породила ЯЭ в так называемом открытом уран-плутониевом топливном цикле, которая и эксплуатируется в настоящее время. Современное ядерное оружие и современная ЯЭ до сих пор используют изотопы ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu и таким образом работают на первом поколении ядерных материалов.

Наряду с несомненными успехами современной ЯЭ, в ней выявлены проблемы, от решения которых зависит ее дальнейшее развитие и место в обеспечении человечества энергией. В современных тепловых реакторах реакцией деления, определяющей энерговыделение, сжигается $\sim 0,5\%$ добываемого урана, что ограничивает топливный ресурс ЯЭ. При этом $\sim 10\%$ добываемого урана переводится в облученное ядерное топливо, являющееся высокоактивным материалом, который накапливается и осложняет экологическую обстановку. Высокий запас реактивности современных тепловых реакторов делает их ядерно-опасными системами. Высокая ($\sim 1\%$ выгружаемого топлива) наработка плутония создает предпосылку распространения расщепляюще-

гося материала для несанкционированного изготовления ядерных взрывных устройств. Таким образом, прошедшие полвека убедительно показали тупиковый путь дальнейшего развития ЯЭ на основе используемого открытого уран-плутониевого топливного цикла.

С 50-х гг. прошлого века принято считать, что решение этих проблем заключается в 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 (~100 миллиардов долларов) в странах с развитой ЯЭ достичь замыкания топливного цикла по плутонию до сих пор не удалось.

По нашему убеждению [2], все перечисленные выше и другие проблемы современной ЯЭ являются проблемами уран-плутониевого топливного цикла. Они могут быть кардинально решены путем использования изотопов ^{232}Th и ^{233}U в качестве реакторных материалов второго поколения и перевода ядерной энергетике на альтернативный замкнутый по всем актиноидам торий-уран-плутониевый топливный цикл. Начальный этап ториевой энергетике обеспечен торием, содержащимся в монацитовом концентрате из Красноуфимского района Свердловской области. В ~80 тыс. т концентрата содержится ~5 % (~4 тыс. т) тория, который будет выделен попутно при переработке концентрата с целью выделения редкоземельных элементов. Источником нейтронов на начальном этапе ториевой энергетике могут быть нейтроны деления высокообогащенного урана, реакторного плутония и излишков оружейного плутония.

1. Физические предпосылки целесообразности использования замкнутого торий-уран-плутониевого топливного цикла

В настоящее время водо-водяные реакторы с легкой водой (ВВЭР, PWR, BWR) и тяжелой водой (PHWR) являются наиболее совершенными, безопасными и распространен-

ными в мире. Представляется естественным считать, что дальнейшее развитие ЯЭ при решении выявившихся в ней проблем целесообразно осуществлять с использованием этих реакторов, связанных с ними технологий и опыта эксплуатации.

Принципиальными условиями становления большой ЯЭ являются обеспечение расширенного воспроизводства активных изотопов и замыкание топливного цикла, что переведет ядерную энерготехнологию из разряда технологий с исчерпаемым топливным ресурсом в разряд с возобновляемым топливным ресурсом. Обеспечение расширенного воспроизводства активных изотопов требует рождения двух и более вторичных нейтронов на поглощенный нейтрон делящимся ядром. Только при этом условии и строжайшей экономии нейтронов возможно одновременное поддержание цепной реакции деления в системе и воспроизводство выгорающих активных изотопов.

В табл. 1 для ряда долгоживущих актиноидов приведены значения [3] сечений (барн) деления σ_f , радиационного захвата нейтронов ими σ_γ их активационных интегралов I_f и I_γ и среднего числа вторичных нейтронов

на поглощенный нейтрон $\eta = \frac{\bar{\gamma}\sigma_f}{\sigma_f + \sigma_\gamma}$ при некоторых значениях энергии нейтронов, а также значения среднего числа нейтронов деления $\bar{\gamma}$ (0,025 эВ) при тепловой энергии нейтрона ($\varepsilon = 0,025$ эВ), вызывающего деление.

К сожалению, следует отметить, что основные энерговыделяющие (делящиеся) в современной ЯЭ изотопы ^{235}U и ^{239}Pu в интенсивно работающей в реакторе резонансной области энергий нейтронов могут поддерживать ($\eta > 1$) протекание цепной реакции деления, но не могут обеспечить самовоспроизводства ($\eta < 2$) активно делящихся изотопов. Поэтому в уран-плутониевом топливном цикле только в реакторах с большой долей быстрых нейтронов (реакторы БН) появляется возможность самовоспроизводства изотопов ^{239}Pu и ^{241}Pu , что безуспешно пытались реализовать в течение полувека.

Значения сечений (барн) деления σ_f изотопов ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , радиационного захвата нейтронов σ_γ ими, значений резонансных интегралов I_f и I_γ и чисел вторичных нейтронов на один поглощенный нейтрон η

| Изотоп | $\bar{\gamma}$ (0,025 эВ) | $\varepsilon = 0,025$ эВ | | | $\varepsilon \geq 0,5$ эВ | | | $\varepsilon = 100$ кэВ | | |
|-------------------|---------------------------|--------------------------|------------|--------|---------------------------|-------|--------|-------------------------|------------|--------|
| | | σ_γ | σ_f | η | I_γ | I_f | η | σ_γ | σ_f | η |
| ^{232}Th | | 7,37 | | | 85 | | | 0,23 | | |
| ^{233}U | 2,492 | 45,5 | 529,1 | 2,29 | 137 | 760 | 2,11 | 0,24 | 2,28 | 2,25 |
| ^{235}U | 2,418 | 98,3 | 582,6 | 2,07 | 144 | 275 | 1,59 | 0,37 | 1,57 | 1,96 |
| ^{239}Pu | 2,872 | 269,3 | 748,1 | 2,11 | 220 | 301 | 1,66 | 0,24 | 1,51 | 2,48 |
| ^{240}Pu | 2,9 | 289,5 | 0,056 | | 8100 | 8,8 | | 0,32 | 0,05 | 0,39 |
| ^{241}Pu | 2,93 | 358,2 | 1011,1 | 2,16 | 162 | 570 | 2,28 | 0,32 | 2,13 | 2,55 |
| ^{242}Pu | 2,93 | 18,5 | <0,2 | | 1115 | 5 | 0,013 | 0,25 | 0,015 | 0,17 |

Из данных табл. 1 видно, что только два изотопа, ^{233}U и ^{241}Pu , характеризуются значением $\eta > 2$ при всех значениях энергии первичного нейтрона. Поэтому только при использовании этих изотопов образуется достаточное количество вторичных нейтронов для поддержания цепной реакции (деление следующего ядра) и для наработки делящегося изотопа в процессе радиационного захвата нейтрона сырьевыми изотопами (^{232}Th , ^{240}Pu), характеризующимися пороговой зависимостью сечения деления. В связи с этим естественно перенаправить усилия по реализации замкнутого уран-плутониевого топливного цикла на разработку замкнутого торий-уран-плутониевого топливного цикла путем замены сырьевого материала ^{238}U на ^{232}Th . По сути дела, изменить при переходе от открытого топливного цикла к закрытому не тип реактора (тепловой на быстрый), а делящиеся материалы, ^{238}U - ^{239}Pu на более подходящие для ЯЭ ^{232}Th - ^{233}U , то есть перейти на материалы второго поколения.

Вдохновляющим примером целесообразности исследований в этом направлении являются создание, работа и результаты переработки отработавшего оксидного торий-уранового топлива водо-водяного реактора бридера (LWBR) в Шиппигпорте. Экспериментально показаны [4] возможности:

– достижения расширенного воспроизводства ($k_B \approx 1,013$) ^{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. Вместе с этим такой пример является иллюстрацией экономической эффективности торий-уран-плутониевого топливного цикла на фоне уже понесенных громадных (порядка 100 миллиардов долларов) затрат мировым сообществом только на отработку быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем.

Еще раньше аналогичная разработка выполнена [5] и в бывшем СССР. К 1953 г. был построен тяжеловодный реактор-наработчик изотопа ^{233}U на тории, который в этом режиме проработал до 1957 г. Было осуществлено выделение ^{233}U из облученного топлива. В 1953 г. И. В. Курчатова направил письмо [5] министру среднего машиностроения СССР, в котором не отвергал целесообразность наработки изотопа ^{233}U на тории для оружия и для ЯЭ. Но в соответствии с ограниченными возможностями того времени по активным изотопам ^{235}U и ^{239}Pu предпочтение отдал наработке плутония на ^{238}U и предложил сосредоточить усилия на работе с ураном, а не с торием. К настоящему времени ситуация кардинально

изменилась. ЯЭ России наработала большое количество реакторного плутония и высокообогащенного урана. Проблема дефицита активных изотопов урана и плутония заменилась проблемой их разумного использования.

В настоящее время следующим этапом развития ядерной энергетики представляется утилизация высокообогащенного урана и энергетического плутония (глубокое выжигание активных изотопов ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu) 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 во время кампании и устранением возможности перехода реактора в надкритическое состояние. При этом на профилактическом уровне будут решены вышеперечисленные основные проблемы современной ядерной энергетики.

Использование природного ^{232}Th в качестве сырьевого изотопа, а нарабатываемого ^{233}U – в качестве основного делящегося изотопа, будет обуславливать основной вклад в обеспечение самовоспроизводства ^{233}U . Параллельно с делением ^{233}U нарабатывается изотоп ^{234}U , который является сырьевым изотопом для наработки ^{235}U , деление которого будет улучшать нейтронный баланс в реакторе. Этой же цели служит деление пороговых изотопов, включая ^{232}Th , быстрыми нейтронами, доля которых увеличивается при использовании тяжелой воды в качестве теплоносителя и понижения водотопливного отношения. При этом будет иметь место уменьшение поглощения нейтронов D относительно N в стандартном теплоносителе. Особо следует подчеркнуть, что из-за деления изотопа ^{233}U , предшествующего изотопу ^{235}U , понижается (относительно стандартного топлива) на порядок последовательное заселение пороговеделящихся изотопов ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , являющихся поглотителями нейтронов и предшествующих заселению хорошо делящегося изотопа ^{239}Pu в последовательном захвате нейтронов. Это позволяет замкнуть топливный цикл не только по изотопам урана, но и по изотопам плутония.

Ниже выполнен расчетно-теоретический анализ стартовых сценариев развития торие-

вой энергетики на основе использования высокообогащенного урана, реакторного плутония и ее эксплуатация в равновесном режиме.

2. Расчетная модель – ториевая ячейка реактора ВВЭР

Проведение нейтронно-физических расчетов в полном объеме для всего реактора является технически трудоемким. При исследованиях в поисковом режиме задача качественно упрощается использованием ячеечного приближения. Ниже все численные оценки выполнены для ячейки водо-водяного энергетического реактора ВВЭР. За основу была принята ячейка реактора PWR, предложенная МАГАТЭ, нейтронно-физические расчеты для которой выполнены в ведущих лабораториях мира, а результаты представлены в отчете [6]. Работа проводилась в рамках программы по изучению возможности ториевого топливного цикла для сдерживания наработки энергетического плутония и уменьшения токсичности долгоживущих радиоактивных отходов ядерной энергетики.

Геометрия ячейки характеризуется следующими параметрами: внешний радиус топлива $R_T = 0,47$ см; внешний радиус оболочки топлива $R_{об} = 0,54$ см; внешний радиус воды $R_B = 0,85$ см. Топливо представляет смесь двуокиси тория и энергетического плутония. Средняя температура топлива $T_T = 1023$ К, средняя температура воды $T_B = 583$ К. Удельная мощность в ячейке $P = 211$ Вт/см.

В статье [7] описывается созданная нами методика расчетов и сравниваются результаты наших расчетов с результатами других авторов [6] по широкому кругу функционалов. Сравнение показало, что значения, полученные нами, находятся в пределах разброса результатов других авторов. Это позволяет надеяться на удовлетворительную точность и надежность получаемых результатов. Естественно ожидать, что замена легкой воды на тяжелую воду не повлияет на точность расчетов. Следует отметить, что в реальном реакторе с целью экономии нейтронов для повы-

шения воспроизводства ^{233}U будет целесообразно использовать ториевый blanket, что опускается в рассмотрении.

На рис. 2 и 3 представлены соответственно энергетические зависимости плотности потока нейтронов Φ и групповых по энергии значений Φ для пяти теплоносителей (H_2O , D_2O , Na, Pb, вакуум) той же ячейки с Pu-Th оксидным топливом. По оси абсцисс указаны значения энергии групп. Из рис. 2 и 3 видно следующее. При энергии $\epsilon \geq 2$ МэВ энергетические распределения нейтронов в топливе на акт деления при этих теплоносителях являются близкими. Это следствие определяющей роли замедления быстрых нейтронов спектра деления в процессах их неупругого рассеяния и $(n, 2n)$ -реакции на ядрах тяжелых элементов. При энергии $\epsilon \leq 2$ МэВ определяющее влия-

ние на замедление нейтронов оказывает разница в замедляющей способности водорода, дейтерия, натрия, свинца и вакуума при ослаблении замедления в неупругом рассеянии ядрами тяжелых элементов. Значения плотности потока (или групповых потоков) нейтронов в области $100 \text{ эВ} \leq \epsilon \leq 1 \text{ МэВ}$ при использовании тяжелой воды D_2O на акт деления тяжелых ядер существенно (до ~ 8 раз) выше, чем при использовании легкой воды. При этом в области энергий нейтронов $\epsilon \leq 40 \text{ эВ}$ ситуация обратная, и разница достигает ~ 1000 раз. Видно, что наиболее жесткий спектр имеет место для случая полной потери теплоносителя (вакуум), а использование в качестве теплоносителя Na или Pb оказывает сравнительно малое смягчение спектра.

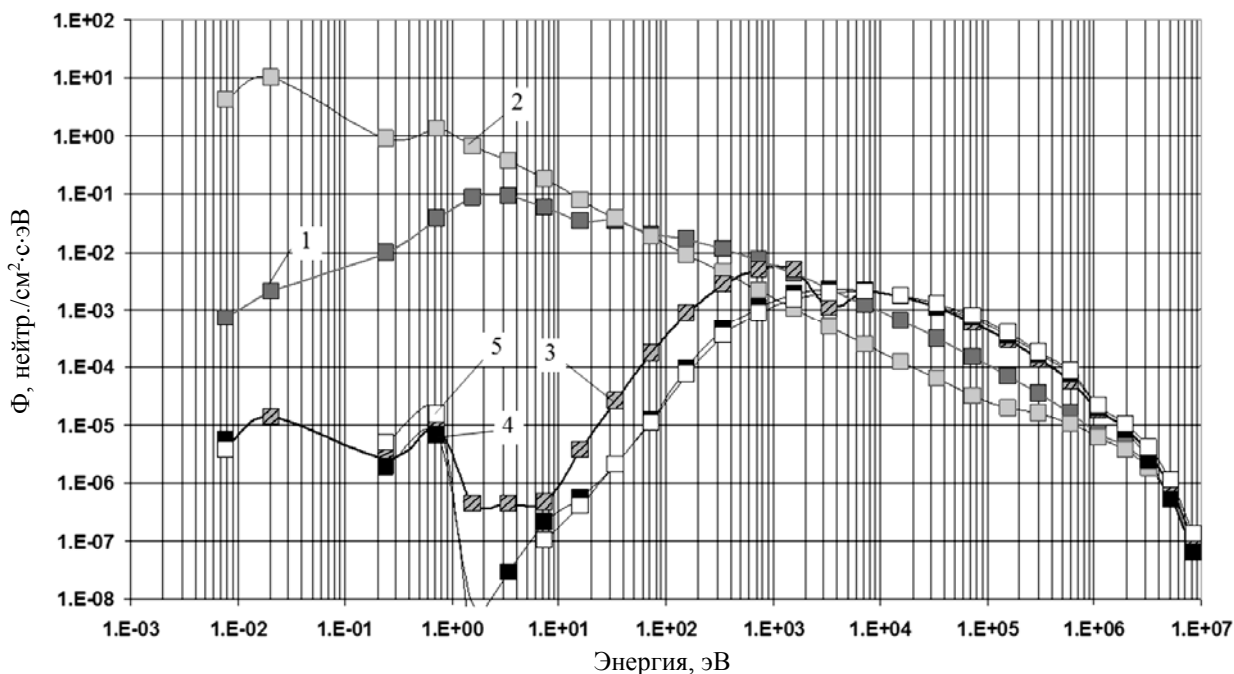


Рис. 2. Энергетическое распределение Φ в топливе в зависимости от теплоносителя: D_2O (1), H_2O (2), Na (3), Pb (4), вакуум (5)

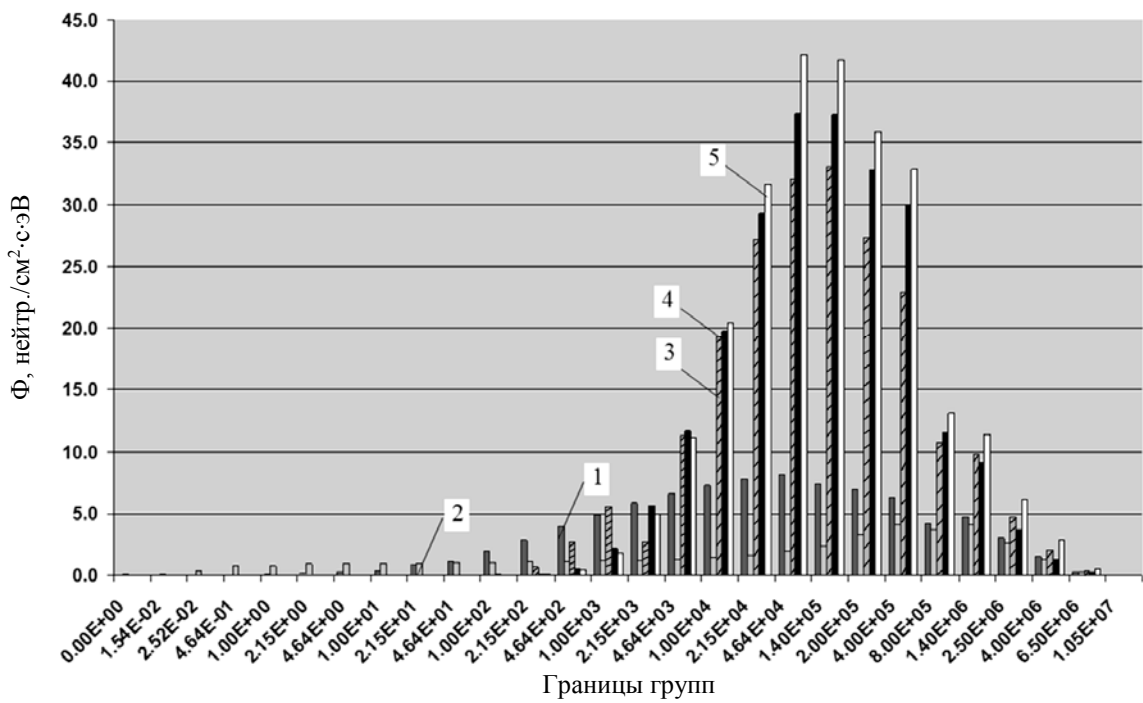


Рис. 3. Групповые значения плотности потока в топливе в зависимости от теплоносителя: D₂O (1), H₂O (2), Na (3), Pb (4), вакуум (5)

На рис. 2 видно, что в резонансной области энергии нейтронов $1 < \epsilon < 1000$ эВ плотность их потока при использовании воды любого состава в качестве теплоносителя на несколько (до 5) порядков выше, чем при использовании в качестве теплоносителя натрия или свинца. Поэтому использование в качестве теплоносителя натрия или свинца практически лишает реактор отрицательного температурного (доплеровского) коэффициента реактивности, что представляется трудно восполнимой потерей в обеспечении безопасности работы реактора.

В табл. 2 приведено удельное содержание ²³³U в кг на тонну тяжелого металла в ²³³U-Th оксидном топливе в критическом состоянии рассмотренной выше ячейки в зависимости от водотопливного отношения и разбавления тяжелой воды легкой водой. Изменение водотопливного отношения осуществляется изменением радиуса воды R_B , а разбавление тяжелой воды легкой водой осуществляется изменением параметра α в водяной смеси теплоносителя, описываемой выражением

$$c = \alpha D_2O + (1 - \alpha) H_2O.$$

Таблица 2

Рассчитанные значения удельного содержания ²³³U [кг/т] в ячейке с ²³³U-²³²Th оксидным топливом в критическом состоянии в зависимости от радиуса воды R_B [см], водотопливного отношения V_B/V_m и параметра α -разбавления тяжелой воды легкой водой

| R_B | $\frac{V_B}{V_T}$ | α | | | | | | |
|-------|-------------------|----------|------|------|------|------|------|------|
| | | 1 | 0,95 | 0,90 | 0,80 | 0,75 | 0,50 | 0 |
| 0,7 | 0,898 | 72,0 | 60,3 | 50,8 | 36,7 | 31,4 | 20,8 | 16,3 |
| 0,75 | 1,226 | 63,0 | 48,9 | 38,7 | 27,3 | 24,4 | 18,2 | 15,5 |
| 0,8 | 1,577 | 56,0 | 40,0 | 30,6 | 22,4 | 20,6 | 16,6 | 15,3 |
| 0,85 | 1,95 | 45,0 | 32,5 | 25,5 | 20,0 | 18,5 | 16,0 | 15,1 |

Изменение этих параметров обуславливает изменение энергетического распределения нейтронов в топливе и соответствующее изменение нейтронной кинетики. Из табл. 2 видно, что понижение водотопливного отношения (понижение радиуса воды R_B) сопровождается повышением удельного содержания ^{233}U кг/т в топливе, необходимого для удержания ячейки в критическом состоянии. Разбавление тяжелой воды легкой водой сопровождается понижением удельного содержания ^{233}U кг/т в топливе, необходимого для ее удержания в критическом состоянии при выгорании активных изотопов и наработке поглотителей нейтронов в процессе работы реактора. Таким образом, видна возможность значимого влияния водотопливного отношения и состава воды на топливную загрузку ячейки (реактора).

Наиболее высокое удельное содержание изотопа ^{233}U в ^{233}U - ^{232}Th топливе при использовании в качестве теплоносителя тяжелой воды D_2O в стартовом состоянии реактора 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 ячейки (реактора) в критическом состоянии по мере выгорания реакцией деления стартового ^{233}U и наработки поглотителей нейтронов при соблюдении эффективной экономии нейтронов. Таким образом, найден способ [8, 9] обеспечения оптимальной нейтронной кинетики и эффективного изотопного преобразования в ^{233}U - ^{232}Th топливе водо-водяного реактора с расширенным воспроизводством изотопа ^{233}U и сравнительно простой реализацией. Отсутствие обычно используемого запаса реактивности качественно понижает ядерную опасность реактора. Сравнительно большой период полураспада ^{233}Pa ($T_{1/2} = 27$ сут.), нарабатываемого на тории в процессе радиационного захвата нейтронов, и его β -распада с образованием изотопа ^{233}U стабилизирует работу реактора на мощности. Технологии использования воды (обычной и тяжелой) в качестве теплоно-

сителя являются наиболее отработанными, а способность изменения ее состава в процессе кампании со значимым изменением спектра нейтронов является уникальной.

В порядке оценки скорости разбавления $\Delta\alpha/\Delta t$ отметим, что понижение $\Delta\alpha = 0,05$ соответствует понижению количества урана на ~ 13 кг/т при сохранении ячейки в критическом состоянии, а это соответствует выгоранию урана в реакторе электрической мощностью $P \cong 1$ ГВт за время $t \sim 1$ год. С учетом воспроизводства активных изотопов получаем оценку скорости разбавления сверху в виде

$$\Delta\alpha/\Delta t \cong 5\%/365 \cdot 24 \text{ ч} \approx 6 \cdot 10^{-4} \%/ \text{ч},$$

что представляется вполне решаемой задачей.

3. Утилизация высокообогащенного урана при переводе ядерной энергетики на замкнутый торий-уран-плутониевый топливный цикл

К настоящему времени известно одно масштабное использование оружейного урана, высокообогащенного изотопом ^{235}U (в том числе $^{235}\text{U}_{0,9}$ $^{238}\text{U}_{0,1}$), в ЯЭ. Это проект ВОУ-НОУ, в рамках которого 500 т российского высокообогащенного урана было разбавлено обедненным ураном, продано американцам и сожжено ими обычным образом в реакторах PWR. Вырученные средства позволили спасти нашу отрасль в тяжелые 2000-е гг., но при этом было потеряно главное качество исходного материала, обусловленное его высоким обогащением.

Нам представляется эффективным сжигание [10] высокообогащенного урана в реакторах типа ВВЭР (PWR) в смеси с торием и использованием в качестве теплоносителя тяжелой воды с разбавлением легкой водой в процессе кампании. Как выше отмечено, поддержание критического состояния реактора в процессе кампании осуществляется смягчением энергетического распределения нейтронов и соответствующим повышением реактивности выгорающего топлива. Отсутствие обычно используемого запаса реактивности и его

нейтрализации выгорающими поглотителями нейтронов, а также использование тяжелой воды, обеспечивают экономию нейтронов и их эффективное использование на поддержание цепной реакции деления ядер и производство изотопа ^{233}U .

В связи с разницей в значениях критической массы шаров из ^{235}U (~47 кг) и ^{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 поддержания критического состояния реактора при использовании тория в качестве сырьевого изотопа и наработки изотопа ^{233}U . Деление нарабатываемых ядер ^{233}U нейтронами любой энергии сопровождается образованием более двух вторичных нейтронов на поглощенный нейтрон, соответственно может обеспечить расширенное воспроизводство [8, 9] ^{233}U . Дополнительным источником нейтронов является деление пороговых изотопов ^{232}Th , ^{234}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{240}Pu быстрыми нейтронами.

На рис. 4–6 приведено изменение удельного содержания изотопов топлива в течение 44 лет облучения при удельной мощности ячейки 211 Вт/см, радиусе воды $R_B = 0,8$ см и использовании тяжелой воды на старте каждой кампании в режиме четырехлетних кампаний с замыканием по всем долгоживущим актиноидам. Нейтронная кинетика и изотопное преобразование первой кампании оказались такими, что падение реактивности топлива при выгорании ^{235}U и наработке поглотителей нейтронов с избытком компенсировалось ее повышением (без осколков деления) при наработке изотопа ^{233}U . Оказалось, что для стартовой загрузки второй кампании в критическом состоянии ($K_\infty = 1$) при использовании тяжелой воды на старте достаточно использования 99 % актиноидов отработавшего топлива первой кампании и добавления тория до тонны тяжелого металла. Однако начиная с третьей кампании, для обеспечения критического состояния ($K_\infty = 1$) в стартовом состоянии последующей кампании оказалось необходимым добавление 7~5 кг/т обогащенного урана к актиноидам, извлекаемым из отработавшего топлива предыдущей кампании.

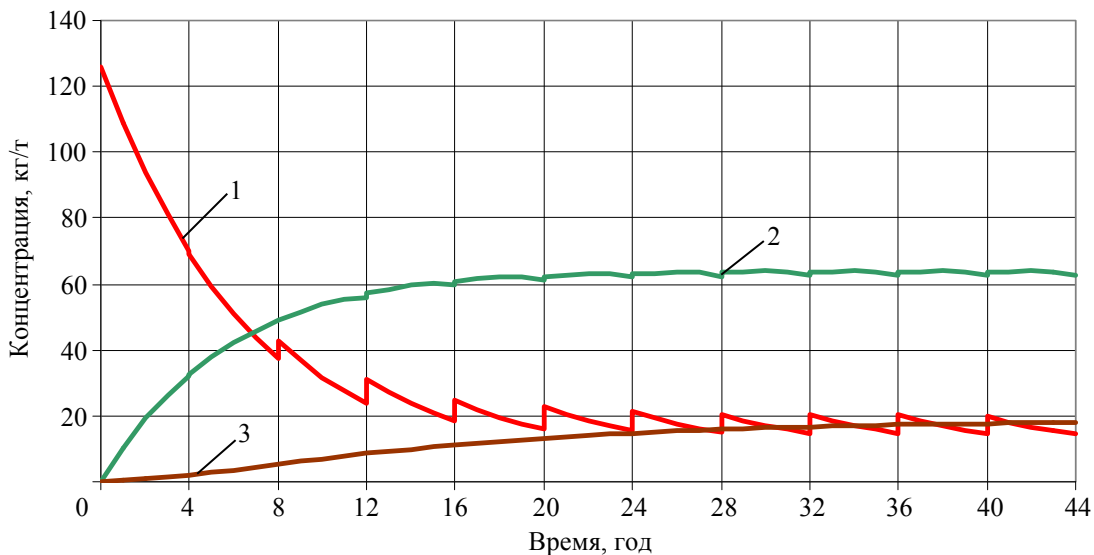


Рис. 4. Временная зависимость изменения удельного содержания ^{235}U (1), ^{233}U (2), ^{234}U (3) в топливе

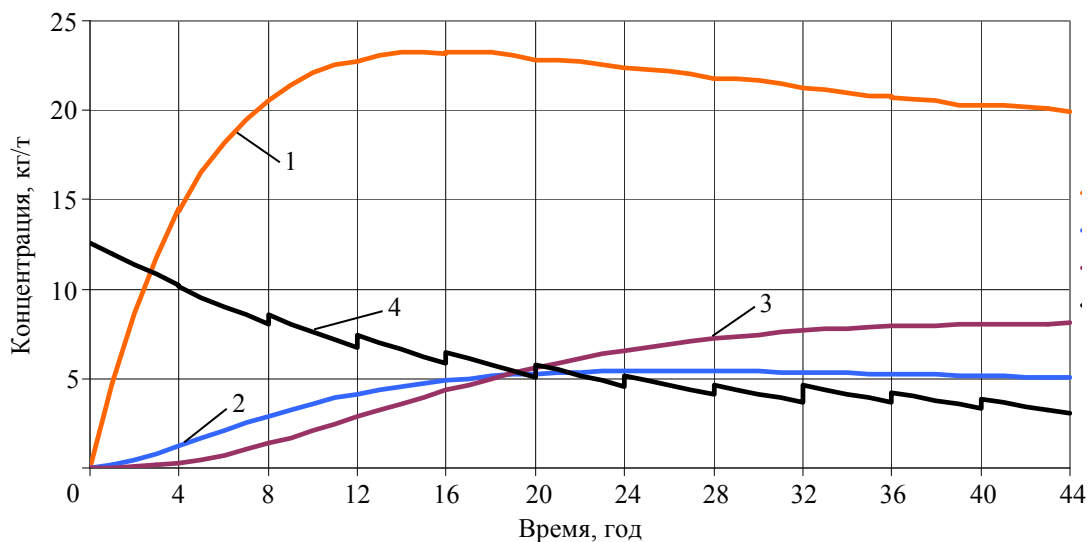


Рис. 5. Временная зависимость изменения удельного содержания ^{236}U (1), ^{237}Np (2), ^{238}Pu (3) и ^{238}U (4) в топливе

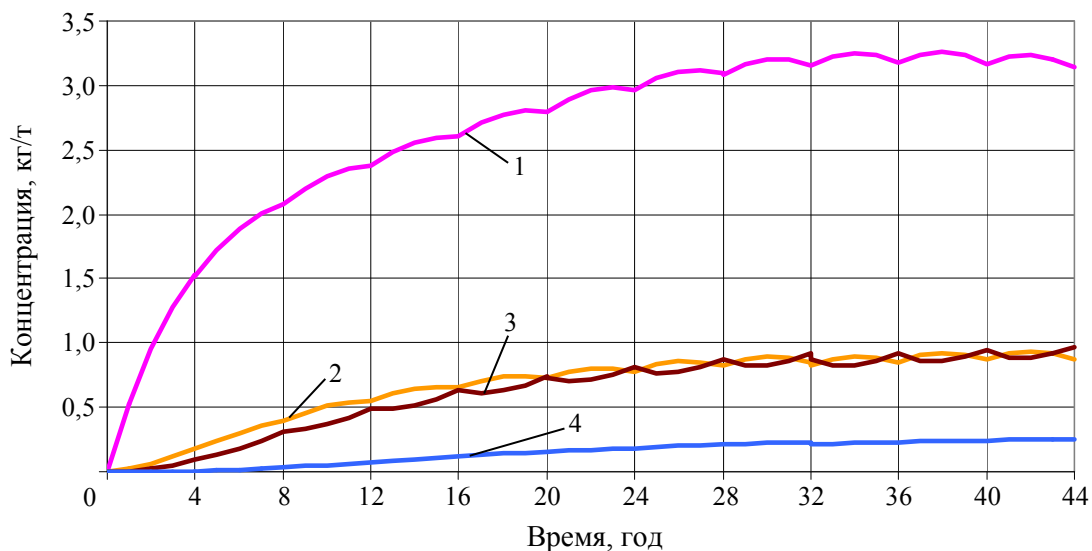


Рис. 6. Временная зависимость изменения удельного содержания ^{239}Pu (1), ^{240}Pu (2), ^{241}Pu (3) и ^{242}Pu (4) в топливе

Как показано на рис. 4–6, картину изотопного преобразования можно условно разделить на три группы.

Первая, наиболее интенсивно меняющаяся группа, представлена на рис. 4 и связана с нейтронами деления стартового изотопа ^{235}U и нарабатываемого ^{233}U , их превалирующего поглощения ^{232}Th (из-за его большого содержания), наработки изотопа ^{233}U , деления ^{233}U и радиационного захвата нейтронов им с наработкой ^{234}U , последующего захвата нейтронов ^{234}U и наработкой исходного изотопа ^{235}U . Этот «укороченный замкнутый цикл» интен-

сивно работает на протяжении всех кампаний и в каждой кампании в основном определяет энерговыделение, нейтронную кинетику и изотопное преобразование в топливе.

Вторая группа представлена на рис. 5 и связана с радиационным захватом нейтронов изотопом ^{235}U с наработкой ^{236}U и с последующей наработкой изотопов ^{237}Np , ^{238}Pu в последовательных захватах нейтронов. Наробка этих изотопов идет наиболее интенсивно в процессе первых кампаний в связи со значимым содержанием ^{235}U в первоначальной загрузке, выходит на насыщение и затем по-

нижается по мере выгорания ^{235}U . Отсутствие активных изотопов в этой группе определяет ее в качестве основной поглощающей нейтроны группы. Она является переходной областью между парами активных изотопов ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu , ^{241}Pu . Интенсивность поглощения нейтронов в ней на порядок ниже при использовании ^{233}U вместо ^{235}U в топливе, что и является одним из главных преимуществ использования ^{232}Th относительно ^{238}U в качестве сырьевого изотопа.

Третья группа представлена на рис. 6 и связана с изотопами плутония.

Конечно, в первых кампаниях наработка ^{239}Pu происходит на ^{238}U исходной стартовой загрузки. По мере наработки ^{238}Pu на ^{237}Np дополнительно возрастает на нем наработка ^{239}Pu . Деление ^{239}Pu нейтронами любой энергии понижает его содержание и наработку ^{240}Pu и последующих изотопов и элементов. Аналогичная ситуация имеет место с парой ^{241}Pu и ^{242}Pu . Нетрудно увидеть сравнительно низкую интенсивность наработки, изотопного преобразования и соответственно второстепенную роль плутония в энерговыделении в таком топливе. При этом процесс деления ядер плутония ограничивает наработку ядер америция, кюрия и изотопов более тяжелых элементов. Из рис. 6 видно, что использование в стартовой топливной композиции урана с более высоким обогащением изотопом ^{235}U будет сопровождаться соответствующим понижением наработки изотопов плутония и более тяжелых элементов.

Итак, на рис. 4–6 представлена подробная картина преобразования изотопного состава при рециклировании топлива в одиннадцати последовательных кампаниях со стартовой загрузкой высокообогащенного урана и тория и подпиткой топлива высокообогащенным ураном по мере необходимости. Видно, что в рассмотренном сценарии обеспечивается глубокая утилизация обогащенного урана с тенденцией выхода на замкнутый торий-уран-плутониевый топливный цикл, в котором основным энерговыделяющим изотопом является ^{233}U . Просматривается возможность самообеспечения топлива активными изотопами и самоограничения актиноидного состава изотопами плутония.

В табл. 3 приведен материальный баланс [кг/т], реализованный в одиннадцати последовательных кампаниях на тонну тяжелого металла в оксидном торий-уран-плутониевом топливе.

Видно следующее. Израсходовано на стартах одиннадцати кампаний 178,2 кг/т изотопа ^{235}U , из них разделилось 145,7 кг/т, осталось в отработавшем топливе 14,6 кг/т и 17,9 кг/т испытало радиационный захват нейтронов. Из израсходованных 17,7 кг/т изотопа ^{238}U осталось в отработавшем топливе 3,06 кг/т, разделилось 0,321 кг/т и 14,36 кг/т испытало радиационный захват нейтронов. Израсходовано на стартах кампаний 1345,1 кг/т тория, из них непосредственно разделилось 11,01 кг/т, осталось в отработавшем топливе 808 кг/т и 526,1 кг/т испытало радиационный захват нейтронов.

Таблица 3

Изотопный материальный баланс в топливе [кг/т] после одиннадцати последовательных кампаний

| Параметры баланса | Изотопы | | | | |
|-------------------|------------------|------------------|-------------------|------------------|-----------|
| | ^{235}U | ^{238}U | ^{232}Th | ^{233}U | остальные |
| Старт | 126 | 12,6 | 861,4 | 0 | |
| Финиш | 14,6 | 3,06 | 808 | 62,6 | 56,74 |
| Добавлено | 52,2 | 5,14 | 483,7 | | |
| Разделилось | 145,7 | 0,321 | 11,01 | 403,2 | 35,8 |
| Всего разделилось | 596 | | | | |

В одиннадцати последовательных кампаниях нарабатывались и выгорали изотопы протактиния, урана, нептуния и плутония. В том числе наработалось и разделилось 403,2 кг/т изотопа ^{233}U , что составляет ~68 % от полного числа разделившихся ядер. При этом в отработавшем топливе еще осталось 62,6 кг/т этого изотопа, что обеспечивает высокие делительные свойства облученного топлива. В одиннадцати последовательных кампаниях разделилось 145,7 кг/т изотопа ^{235}U , что составляет только ~24 % от полного числа разделившихся ядер. В отработавшем топливе осталось 56,74 кг/т остальных актиноидных изотопов, суммарный вклад которых в деление равен 35,8 кг/т, что составляет ~6 % от полного числа разделившихся ядер. Вклад в деление непосредственно стартового изотопа ^{232}Th находится на уровне ~2 %. При дальнейшем рециклировании будут возрастать доли делений стартового изотопа ^{232}Th и нарабатываемого изотопа ^{233}U .

Всего разделилось 596 кг/т тяжелых ядер. В отработавшем топливе содержится 62,6 кг/т изотопа ^{233}U , 14,6 кг/т изотопа ^{235}U , 3,2 кг/т изотопа ^{239}Pu и 0,95 кг/т изотопа ^{241}Pu . Отработавшее после одиннадцати последовательных кампаний топливо по своим делительным характеристикам не уступает стартовому топливу. При дальнейшем рециклировании топлива в нем продолжится понижение удельного

содержания поглотителей нейтронов ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu и ^{238}U , а делительные свойства будут улучшаться.

В табл. 4 приведено удельное содержание ^{233}U в кг на тонну тяжелого металла в ^{233}U -Th оксидном топливе в критическом состоянии рассмотренной выше ячейки в зависимости от α -разбавления тяжелой воды легкой водой и значение K_{∞} при потере в ней 90 % теплоносителя. Видно, что в ячейке с внешним радиусом воды 0,8 см для достижения критичности достаточно 56 кг/т изотопа ^{233}U , а потеря 90 % теплоносителя переводит такую ячейку в подкритическое состояние с $K_{\infty} = 0,78$. Это означает, что рассмотренная выше утилизация высокообогащенного урана с торием при наработке изотопа ^{233}U , равной 62,6 кг/т, позволяет выйти на самообеспечивающийся топливом замкнутый по актиноидам торий-уран-плутониевый топливный цикл. При этом на всех стадиях этого перехода ячейка характеризуется отрицательным значением пустотного коэффициента реактивности.

В статье [11] рассмотрен способ совместной утилизации энергетического плутония и высокообогащенного урана в оксидном торий-уран-плутониевом топливе (трехтвэльная ячейка) водо-водяного реактора с изменяющимся составом (D_2O , H_2O) воды, характеризующийся эффективной наработкой изотопа ^{233}U , безопасной работой реактора и сравнительно простой реализацией.

Таблица 4

Удельное содержание ^{233}U в кг на тонну тяжелого металла в ^{233}U -Th оксидном топливе в критическом состоянии рассмотренной выше ячейки в зависимости от α -разбавления тяжелой воды легкой водой и значение K_{∞} при потере в ней 90 % теплоносителя

| | | | | | | | |
|----------------------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| α | 1 | 0,95 | 0,9 | 0,8 | 0,75 | 0,5 | 0 |
| N | 56, | 40, | 30,6 | 22,4 | 20,6 | 16,6 | 15,1 |
| $K_{\infty}(C \cdot 10\%)$ | 0,780 | 0,636 | 0,546 | 0,489 | 0,474 | 0,503 | 0,610 |

В обоих типах твэлов в нарабатываемом уране наряду с ^{233}U на ^{232}Th нарабатывается и ^{232}U , радиоактивный ряд которого представляет серьезную [12] радиологическую опасность. Нароботка ^{232}U осуществляется, в основном, $(n, 2n)$ -реакцией на ^{232}Th и последующим радиационным захватом нейтронов в ^{231}Pa . В реакторах с тесной решеткой содержание ^{232}U в ^{233}U может достигать $\sim 0,2\%$ и более. Это представляется серьезным технологическим барьером на пути хищений таким образом наработанного ^{233}U . Однако в заводских условиях эти трудности могут быть преодолены. В рециклируемом тории вследствие распада ^{232}U появляется изотоп ^{228}Th , что осложняет обращение с торием. Однако удельное содержание ($\leq 10^{-6}$) ^{228}Th в тории ^{232}Th хотя и осложняет работы по его использованию при изготовлении топлива, но представляется преодолимым препятствием. После первой кампании высокообогащенный уран теряет свое оружейное качество из-за нарабатываемых четных изотопов урана, в том числе ^{232}U . Повышение доли четных изотопов плутония в плутониевых твэлах понижает привлекательность плутония для изготовления взрывных устройств. При наличии возможности совместного выделения урана и плутония и использования этой смеси для изготовления свежего топлива нарабатываемый ^{232}U будет ее технологической защитой.

Смена целевой задачи расширенного воспроизводства активных изотопов на задачу повышения длительности кампании изучалась с использованием доступного материала в виде высокообогащенного урана ($^{235}\text{U}_{0,9}$ $^{238}\text{U}_{0,1}$) внешнего радиуса ячейки 0,80 см для заявленной мощности 211 Вт/см и для пониженной (105,5 Вт/см) в 2 раза мощности. При этом критическое состояние ($K_{\infty} = 1$) ячейки поддерживалось разбавлением тяжелой воды легкой водой H_2O в соответствии с выражением $C = ((1-\alpha)\text{H}_2\text{O} + \alpha D_2\text{O})$ и понижением α от единицы до 0,5, что обеспечивало возможность 11 лет непрерывной работы реактора

на мощности 211 Вт/см и 24 года при пониженной (105,5 Вт/см) в 2 раза мощности.

Детальную картину временного изменения изотопного состава (кг/т), начиная с ^{233}U , при облучении в течение 11 лет при удельной мощности 211 Вт/см можно увидеть на рис. 7 (наработка осколков деления и выгорание тория не приводятся). Содержание изотопа ^{233}U достигает максимального значения при времени работы реактора $T \approx 8$ лет и начинает уменьшаться с дальнейшим ростом времени облучения. Содержание изотопа ^{235}U замедляет падение с ростом времени облучения, но продолжает падать. До $T \approx 8$ лет происходит рост содержания изотопа ^{239}Pu , нарабатываемого на ^{238}U , и его уменьшение при дальнейшем продолжении облучения. Это говорит о том, что после $T \approx 8$ лет облучения выгорание активных изотопов становится преобладающим процессом относительно их наработки, а наработка поглотителей нейтронов ограничивает воспроизводство активных изотопов. В течение всего времени облучения наблюдается рост чисел поглощающих нейтроны изотопов ^{234}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu . При этом следует обратить внимание на рост чисел изотопов ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , нарабатываемых на ^{235}U , поглощающих нейтроны и предшествующих делящемуся нейтронами любой энергии изотопу ^{239}Pu , что качественно ухудшает нейтронный баланс.

Аналогичная зависимость изменения изотопного состава при облучении в течение 11 лет при удельной мощности 105,5 Вт/см приведена на рис. 8. Комментарии к рис. 8 аналогичны соответствующим комментариям к рис. 7.

В табл. 5 приведена зависимость параметра α от времени облучения 11 лет при удельной мощности 211 Вт/см и 24 лет при удельной мощности 105,5 Вт/см. Виден разный уровень требуемой скорости разбавления тяжелой воды легкой водой для поддержания критического состояния.

Продление времени кампании с 3 лет до 11 лет при удельной мощности ячейки 211 Вт/см и до 24 лет при удельной мощности ячейки 105,5 Вт/см, а также возможность

обеспечения глубокого выгорания (~90 %) стартового изотопа ^{235}U и эффективной нара-

ботки (~40 кг/т) изотопа ^{233}U являются техническим результатом патента [13].

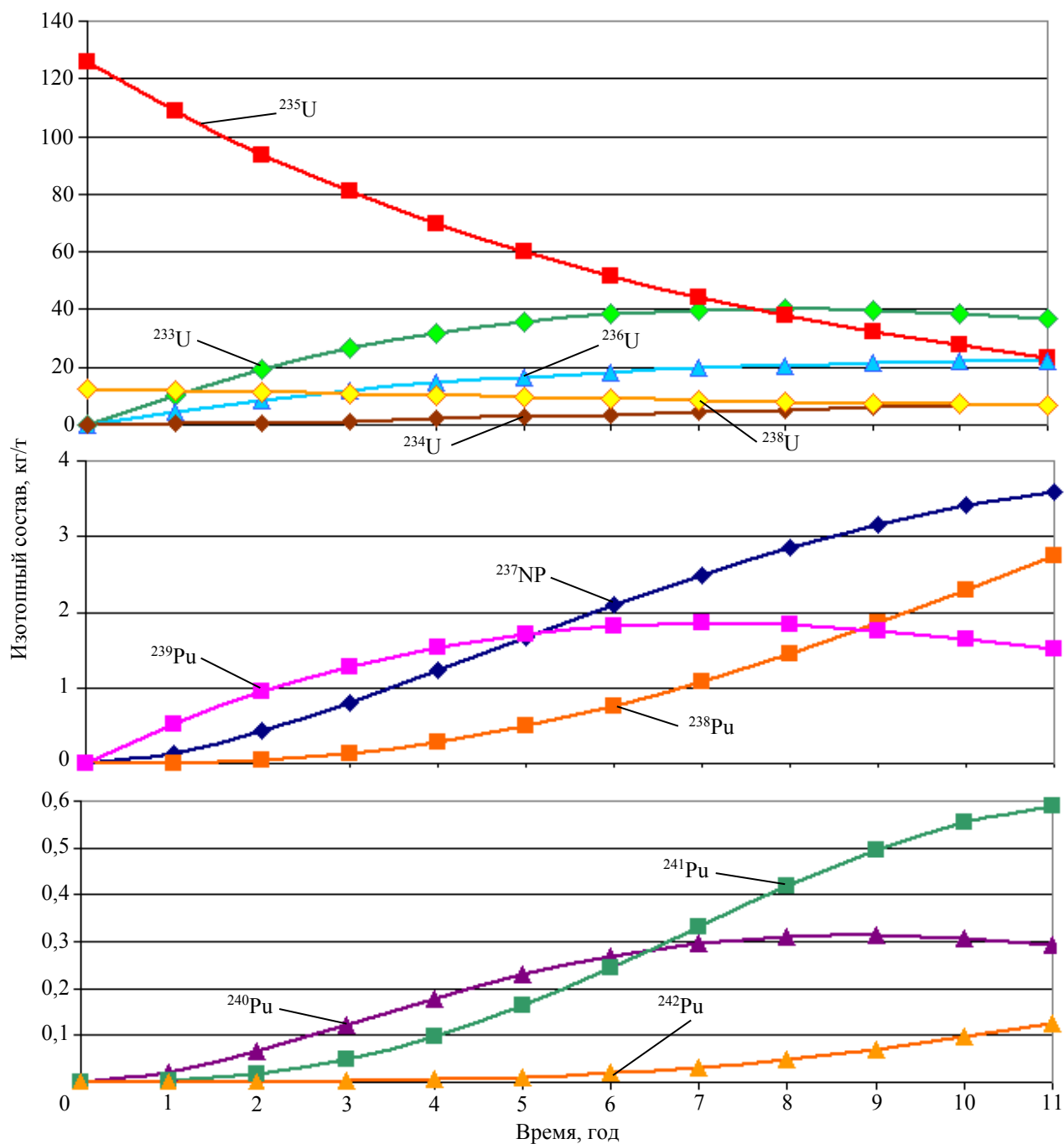


Рис. 7. Временная зависимость изменения изотопного состава в топливе при удельной мощности ячейки 211 Вт/см

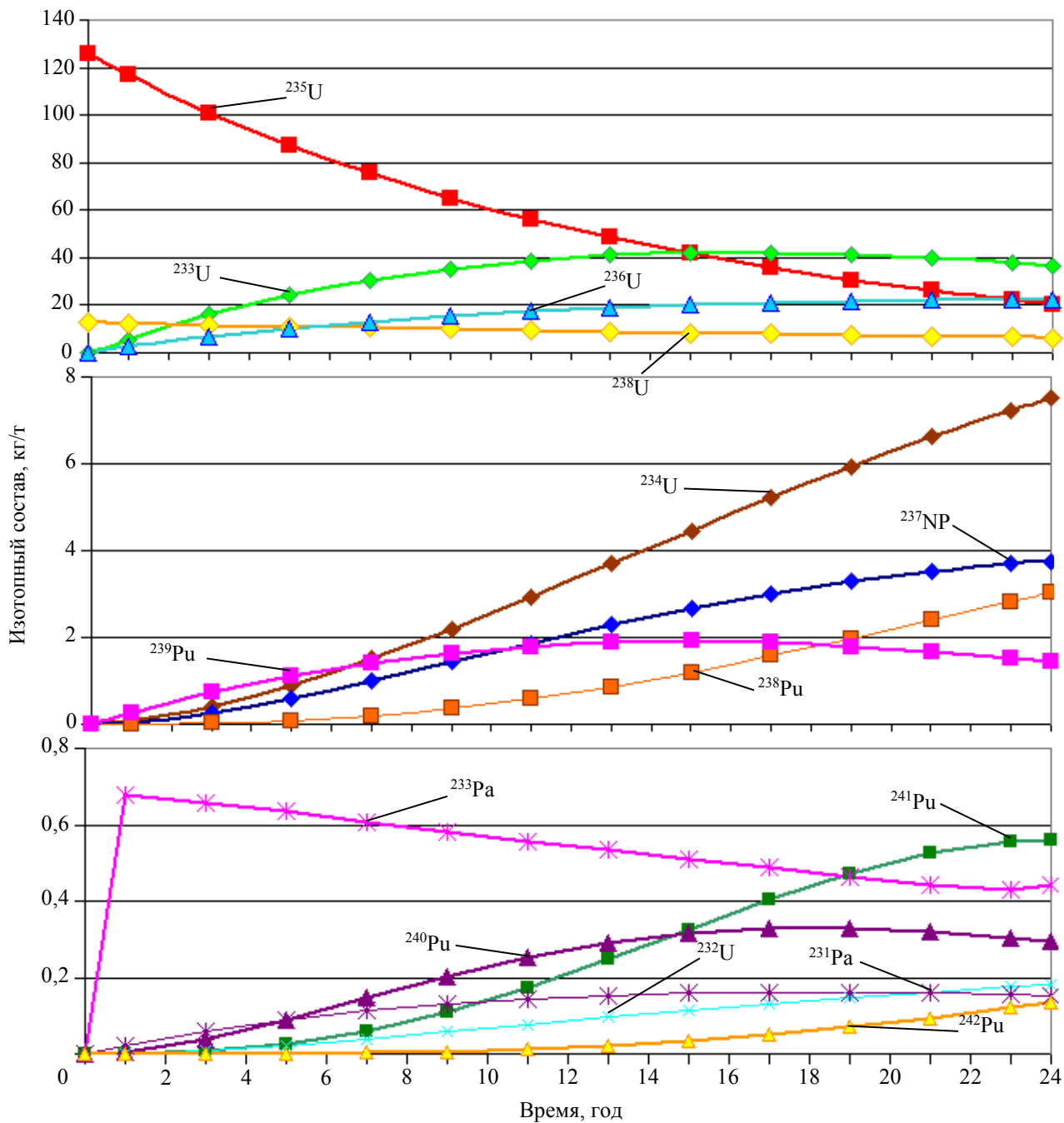


Рис. 8. Временная зависимость изменения изотопного состава в топливе при удельной мощности ячейки 105,5 Вт/см

Таблица 5

Зависимость скорости разбавления тяжелой воды легкой водой (параметра α) для поддержания критического состояния от времени облучения при двух значениях удельной мощности

| Время облучения топлива, год | α | |
|------------------------------|-----------------|------------------|
| | Кампания 11 лет | Кампания 24 года |
| 0 | 1 | 1 |
| 1 | 0,985 | 0,995 |
| 2 | 0,950 | 0,985 |
| 3 | 0,925 | 0,975 |
| 4 | 0,890 | 0,964 |
| 5 | 0,855 | 0,953 |
| 6 | 0,8125 | 0,939 |
| 7 | 0,770 | 0,925 |
| 8 | 0,710 | 0,910 |
| 9 | 0,650 | 0,895 |
| 10 | 0,575 | 0,885 |
| 11 | 0,5 | 0,860 |
| 12 | | 0,840 |
| 13 | | 0,820 |
| 14 | | 0,795 |
| 15 | | 0,770 |
| 16 | | 0,745 |
| 17 | | 0,720 |
| 18 | | 0,687 |
| 19 | | 0,655 |
| 20 | | 0,620 |
| 21 | | 0,585 |
| 22 | | 0,550 |
| 23 | | 0,520 |
| 24 | | 0,5 |

Изобретение может найти практическое применение в ряде специальных случаев.

4. Равновесный изотопный состав торий-уран-плутониевого топливного цикла

Расширенное воспроизводство активных изотопов естественно может сопровождаться выходом на равновесный изотопный состав при рециклировании топлива. По-видимому, наиболее представительным будет рассмотрение выхода в равновесие при стартовой загрузке реактора оксидным ^{233}U -Th топливом. В статье [14] это выполнено для ячейки с во-

дотопливным отношением $V_B/V_T = 0,9$ ($R_B = 0,70$ см), в статьях [15, 16] – с водотопливным отношением $V_B/V_T = 1,23$ ($R_B = 0,75$ см).

На рис. 9 приведено изменение удельного содержания [16] наиболее важных актиноидов при рециклировании оксидного ^{233}U -Th топлива в десяти последовательных кампаниях для ячейки с радиусом воды, равным $R_B = 0,75$ см (водотопливным отношением $V_B/V_T = 1,23$).

Наибольшему изменению удельного содержания как в процессе каждой кампании (62–56,5 кг/т), так и между кампаниями (стартовое удельное содержание изотопа ^{232}Th в первой кампании равно 937 кг/т, в десятой – 897 кг/т) подвергается торий. Его выгорание в качестве сырьевого материала обеспечивает наработку и воспроизводство основного делящегося изотопа ^{233}U и последующих изотопов в процессе каждой кампании. К остающемуся после каждой кампании торию и нарабатываемым актиноидам на старте последующей кампании добавляется необходимое для дальнейшего рециклирования количество сырьевого тория.

Обеспечение критического состояния на старте первой кампании потребовало 63 кг/т изотопа ^{233}U , что на 9 кг/т меньше, чем для ячейки с радиусом воды, равным $R_B = 0,70$ см [14]. Как и в предыдущих [14] расчетах (с $R_B = 0,70$ см), в начале каждой кампании наблюдается понижение содержания ^{233}U , обусловленное выгоранием и задержкой его наработки из-за сравнительно большого периода полураспада ^{233}Pa , равного ~ 27 сут. Затем наработка ^{233}U превышает его выгорание в течение ~ 3 лет облучения. Однако в течение ~ 4 -го года облучения в первой и последующих кампаниях в отличие от ячейки с $R_B = 0,70$ см наблюдается превышение выгорания над наработкой для ячейки с $R_B = 0,75$ см. Таким образом, в настоящих расчетах происходит понижение воспроизводства ^{233}U относительно предыдущих расчетов [14]. Следует отметить, что после окончания каждой кампании в облученном топливе содержится $\sim 1,5$ кг/т изотопа ^{233}Pa , который распадается в ^{233}U , и в расчетах он добавляется к ^{233}U при загрузке

последующей кампании. При этом к извлеченному актиноидному составу топлива после первой кампании для обеспечения критического состояния на старте второй кампании потребовалось добавить ~2,2 кг/т изотопа ^{233}U . Начиная с 5-й кампании нарабатываемое количество и состав актиноидов (с учетом распада ^{233}Pa в ^{233}U) превышает на 1–2,5 % их необходимое количество для достижения критического состояния при загрузке для последующей кампании. После 4-й кампании изме-

нение удельного содержания ^{233}U практически повторяется в последующих кампаниях. Таким образом, на старте первой кампании загружается ~63 кг/т ^{233}U , на старте второй кампании расходуется $64,4 + 2,2 = 66,6$ кг/т ^{233}U . На финише 10-й кампании его содержание в топливе составляет $68,7 + 1,4 = 70,1$ кг/т. При этом извлекается при переработках топлива после пятой и последующих кампаний дополнительное количество ^{233}U в смеси с другими актиноидами.

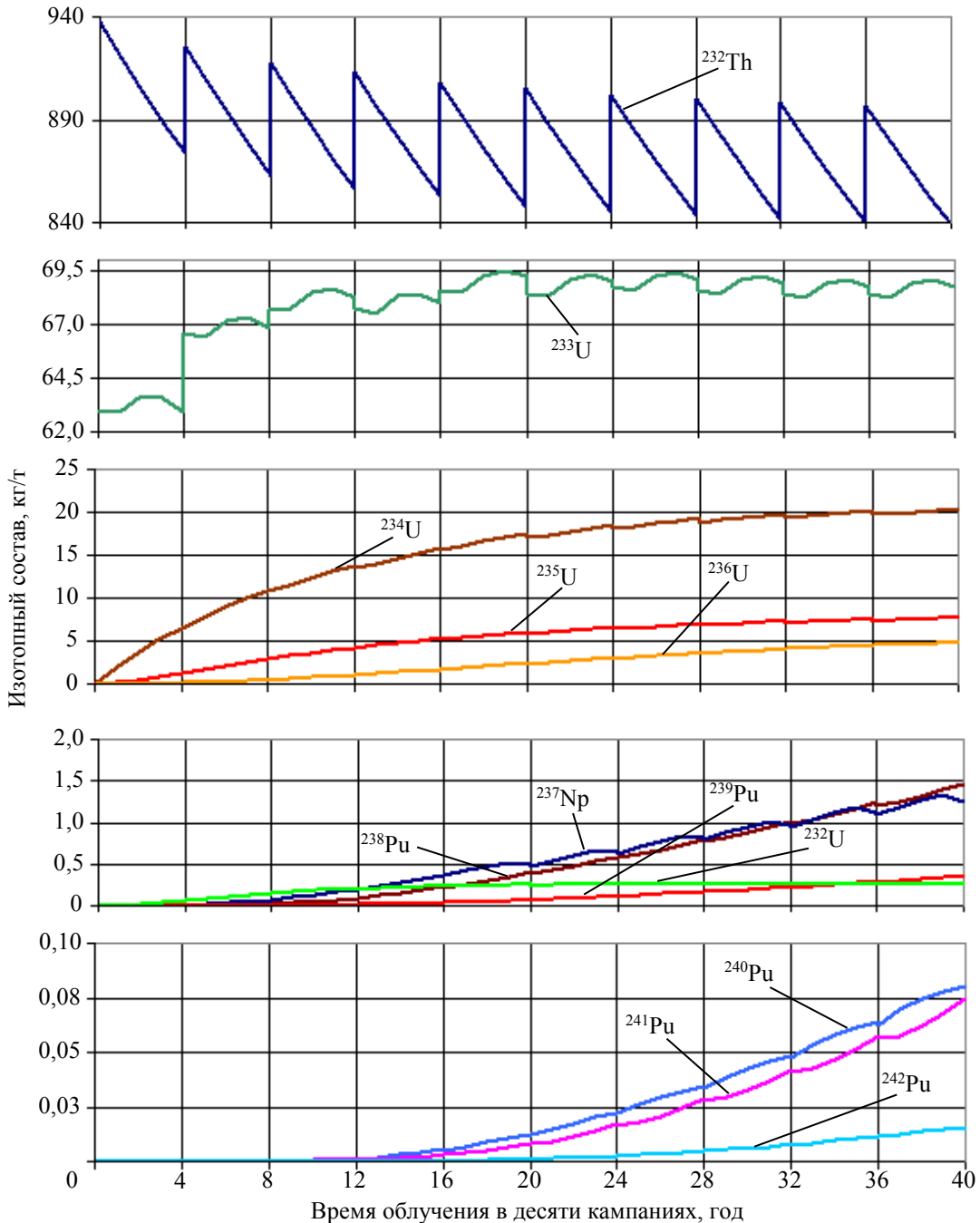


Рис. 9. Изотопное преобразование в десяти последовательных кампаниях

Удельное содержание ^{234}U и более тяжелых долгоживущих изотопов и элементов растет с ростом числа кампаний до достижения соответствующих равновесных значений. Ниже будут приведены результаты оценок равновесных значений этих изотопов и элементов и времен выхода на них.

Результаты расчетов, начиная с 5-й кампании (см. рис. 9), показывают практически постоянное содержание изотопа ^{233}U (~68 кг/т) в топливе стартовых композиций при увеличении содержания нарабатываемых более тяжелых изотопов и элементов за счет выгорания ^{232}Th . Это позволяет оценить равновесное содержание нарабатываемых изотопов (более тяжелых, чем ^{233}U) в рециклируемом топливе для каждого более тяжелого изотопа, используя систему уравнений изотопной кинетики при следующих условиях:

- равенстве нулю скорости изменения содержания изотопов, начиная с ^{233}U ;
- фиксированном начальном содержании ^{233}U , равном 68 кг/т;
- принятии скорости реакций деления ядер и радиационного захвата нейтронов ими равными на старте (на финише) десятой кампании.

При этом система дифференциальных уравнений превратилась в систему алгебраических уравнений относительно равновесных значений изотопов и элементов тяжелее ^{233}U , заселяемых в соответствии с непрерывным облучением нейтронами.

Во втором столбце табл. 6 приведены равновесные значения (кг/т) долгоживущих изотопов, полученные с использованием значений скоростей реакций, соответствующих началу десятой кампании. В порядке оценки влияния разбавления тяжелой воды легкой водой на полученные значения расчет повторен с использованием значений скоростей реакций, соответствующих концу десятой кампании. Результаты этого расчета приведены в третьем столбце табл. 6. В соответствии с изменением скоростей реакций деления ядер и радиационного захвата нейтронов ими в процессе кампаний в качестве равновесных значений для каждого изотопа следует принимать промежуточные значения между зна-

чениями второго и третьего столбцов. Полученные значения равновесных значений долгоживущих изотопов являются оценкой сверху, потому что при ее проведении содержание всех изотопов, кроме ^{233}U , непрерывно увеличивалось с увеличением времени облучения. В расчетах изменения изотопного содержания в десяти последовательных кампаниях содержание всех изотопов понижалось на 1–2,5 % после каждой кампании, что соответствует принятому регламенту рециклирования топлива.

Значения времен подхода к этим равновесным значениям приведены в последующих столбцах и получены следующим способом. Решалась система дифференциальных уравнений относительно скоростей изменения изотопного состава с использованием значений скоростей реакций, соответствующих началу десятой кампании, с начальным (при $t = 0$) условием содержания ^{233}U , принятого равным 68 кг на тонну тяжелого металла. Для каждого изотопа определялись значения времен, при которых его содержание на 5; 1; 0,1 % ниже равновесного.

Следует отметить, что выявленные ранее [14] закономерности и особенности в значениях равновесных значений и времен подхода к ним сохраняются и при увеличении водотопливного отношения.

Несмотря на относительную малость вероятности радиационного захвата нейтронов изотопом ^{233}U , наибольшую вероятность его деления и высокую вероятность радиационного захвата нейтронов нарабатываемым ^{234}U , со временем накапливается значительное количество ^{234}U , которое и определяет накопление более тяжелых изотопов и элементов.

Равновесное значение ^{235}U на порядок меньше содержания основного делящегося изотопа ^{233}U , что определяется его наработкой при поглощении нейтронов ^{234}U и выгоранием в процессах деления и радиационного захвата нейтронов ^{235}U . Время выхода ^{235}U на равновесное значение значительно дольше, чем аналогичного выхода для ^{234}U . Следует отметить, что деление ^{235}U понижает вероятность радиационного захвата нейтронов ^{235}U и последующими изотопами и сопровождается значимым улучшением нейтронного баланса в активной зоне.

Оценка равновесных значений [кг/т] и продолжительности облучения [годы] для достижения содержания на 5; 1; 0,1 % ниже равновесных значений долгоживущих изотопов с использованием скоростей реакций из десятой кампании и содержания ^{233}U , принятого равным 68 кг на тонну тяжелого металла

| Изотопы | Содержание в равновесном состоянии | | Время достижения равновесного состояния (год) с отклонением | | |
|-------------------|---|--|---|-------|--------|
| | Скорости реакций в начале 10-й кампании | Скорости реакций в конце 10-й кампании | 5,0 % | 1,0 % | 0,10 % |
| ^{244}Cm | 0,07039 | 0,07408 | 137,7 | 171,9 | 219,0 |
| ^{243}Am | 0,08024 | 0,08498 | 131,9 | 166,0 | 213,2 |
| ^{242}Pu | 0,11733 | 0,09874 | 125,5 | 159,5 | 206,6 |
| ^{242}Cm | 0,0089 | 0,00909 | 122,5 | 156,4 | 203,5 |
| ^{241}Pu | 0,30267 | 0,3191 | 116,1 | 149,8 | 196,8 |
| ^{241}Am | 0,07479 | 0,06955 | 121,9 | 155,7 | 202,8 |
| ^{240}Pu | 0,42482 | 0,26723 | 112,4 | 146,1 | 193,2 |
| ^{239}Pu | 1,07286 | 1,05619 | 105,7 | 139,0 | 185,9 |
| ^{238}U | 0,01405 | 0,0145 | 99,6 | 133,3 | 180,3 |
| ^{238}Pu | 3,30856 | 3,71721 | 100,4 | 133,6 | 180,5 |
| ^{237}Np | 2,09228 | 2,27407 | 86,7 | 119,1 | 165,4 |
| ^{236}U | 6,73265 | 7,16813 | 80,3 | 112,6 | 159,0 |
| ^{235}U | 7,64164 | 8,30371 | 50,0 | 78,2 | 124,2 |
| ^{234}U | 20,70219 | 21,32126 | 43,2 | 71,6 | 117,8 |

Относительно большое количество ^{236}U обуславливается сравнительно высокой вероятностью радиационного захвата нейтронов ^{235}U относительно вероятности радиационного захвата нейтронов самим ^{236}U . Это же обуславливает значительное увеличение времени выхода на равновесное значение для ^{236}U .

Сравнительно низкое содержание ^{237}Np и высокое содержание ^{238}Pu обусловлены соответственно высоким и низким значениями сечений радиационного захвата нейтронов ими. Имеет место дальнейшее увеличение времен выхода на их равновесные значения.

Низкое значение сечения радиационного захвата нейтронов ^{238}Pu , сравнительно высокая относительная вероятность деления ^{239}Pu сопровождаются уменьшением его равновесного значения и дальнейшим увеличением времени выхода на его равновесное значение.

Деление изотопов ^{239}Pu , ^{241}Pu нейтронами всех энергий дополнительно повышает глубину трансмутации выгоревшего тория процессом деления, понижает их содержание и содержа-

ние последующих изотопов плутония, америция, кюрия. При этом увеличиваются времена их выхода на равновесные значения.

Следует отметить низкий уровень обработки изотопов америция, кюрия и более тяжелых элементов, обусловленный заселением в последовательном захвате нейтронов и выгоранием реакцией деления изотопов урана, нептуния, плутония, особенно беспорогово делящихся ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu .

В порядке проверки устойчивости изотопного преобразования и нейтронной кинетики равновесного торий-уран-плутониевого топливного цикла выполнен расчет топливной кампании с использованием выше полученных равновесных значений (второй и третий столбцы табл. 6) актиноидов в качестве стартовых топливных загрузок. При этом использовалось разбавление тяжелой воды легкой водой (набор значений α и скоростей реакций), как в десятой кампании.

Оказалось, что при использовании равновесных значений второго столбца табл. 6 для

обеспечения критического состояния достаточно 99,5 % актиноидов равновесного состава, а при использовании третьего столбца – 99 %. Это иллюстрирует возможность замыкания по всем актиноидам и в равновесном изотопном составе.

В табл. 7 приведено изменение изотопного состава в процессе четырехлетней кампании. Видно, что для подавляющего числа изотопов наблюдаются практически постоянные значения их содержания. Только для изотопов ^{238}Pu и ^{240}Pu , характеризующихся аномально низким и высоким значениями резонансного интеграла радиационного захвата нейтронов соответственно, наблюдаются значительные изменения, причем в сторону их сближения.

В равновесном состоянии удельное значение содержания тория составляет $\sim 88\%$

в начале кампании и $\sim 83\%$ в конце кампании, эта разница соответствует накоплению продуктов деления и восстанавливается на старте следующей кампании. Удельное значение содержания изотопов урана практически не меняется в процессе кампании и находится на уровне $\sim 10\%$. Удельное значение содержания изотопа ^{237}Np находится на уровне $\sim 0,2\%$. Удельное значение содержания изотопов плутония практически не меняется в процессе кампании и находится на уровне $\sim 0,5\%$, причем основная доля ($\sim 0,35\%$) приходится на изотоп ^{238}Pu . Удельное значение содержания изотопов америция и кюрия находится на уровне сотых долей процента. Таким образом, основное содержание топлива составляют торий и уран, а изотопы плутония играют второстепенную роль.

Таблица 7

Удельное содержание [кг/т] актиноидов в зависимости от времени облучения, полученных со скоростями реакций начала 10-й кампании

| Изотопы | Концентрации изотопов (кг/т) в зависимости от времени облучения топлива, год | | | | |
|-------------------|--|-----------------|-----------------|-----------------|-----------------|
| | 0 | 1 | 2 | 3 | 4 |
| | α | | | | |
| | 1 | 0,965 | 0,95 | 0,932 | 0,91 |
| ^{244}Cm | 7,00E-02 | 6,99E-02 | 7,00E-02 | 7,04E-02 | 7,12E-02 |
| ^{243}Am | 7,98E-02 | 8,11E-02 | 8,28E-02 | 8,48E-02 | 8,69E-02 |
| ^{242}Pu | 1,17E-01 | 1,16E-01 | 1,15E-01 | 1,14E-01 | 1,13E-01 |
| ^{242}Cm | 8,86E-03 | 8,85E-03 | 8,96E-03 | 9,18E-03 | 9,53E-03 |
| ^{241}Pu | 3,01E-01 | 3,16E-01 | 3,31E-01 | 3,43E-01 | 3,54E-01 |
| ^{241}Am | 7,44E-02 | 7,43E-02 | 7,47E-02 | 7,54E-02 | 7,60E-02 |
| ^{240}Pu | 4,23E-01 | 4,04E-01 | 3,81E-01 | 3,56E-01 | 3,28E-01 |
| ^{239}Pu | 1,07E+00 | 1,06E+00 | 1,04E+00 | 1,03E+00 | 1,01E+00 |
| ^{238}U | 1,40E-02 | 1,40E-02 | 1,40E-02 | 1,39E-02 | 1,39E-02 |
| ^{238}Pu | 3,29E+00 | 3,26E+00 | 3,26E+00 | 3,26E+00 | 3,27E+00 |
| ^{237}Np | 2,08E+00 | 2,12E+00 | 2,13E+00 | 2,13E+00 | 2,13E+00 |
| ^{236}U | 6,70E+00 | 6,69E+00 | 6,69E+00 | 6,69E+00 | 6,69E+00 |
| ^{235}U | 7,60E+00 | 7,64E+00 | 7,69E+00 | 7,75E+00 | 7,83E+00 |
| ^{234}U | 2,06E+01 | 2,08E+01 | 2,10E+01 | 2,12E+01 | 2,14E+01 |
| ^{233}Pa | 0,00E+00 | 1,51E+00 | 1,46E+00 | 1,40E+00 | 1,35E+00 |
| ^{233}U | 6,90E+01 | 6,88E+01 | 6,93E+01 | 6,94E+01 | 6,89E+01 |
| ^{232}Th | 8,89E+02 | 8,74E+02 | 8,59E+02 | 8,45E+02 | 8,32E+02 |

5. Трансмутационные возможности торий-уран-плутониевого топливного цикла

Изменение удельного содержания каждого изотопа, подвергающегося облучению нейтронами, обуславливается тремя реакциями: делением ядра, радиационным захватом нейтрона ядром и реакцией $(n, 2n)$ на ядре. Только процесс деления ядер переводит актиноиды в продукты деления и качественно трансмутирует тяжелые ядра, а два других процесса сопровождаются изотопным преобразованием актиноидов. В связи с превышением вероятности радиационного захвата нейтрона ядром над реакцией $(n, 2n)$ на ядре изотопное преобразование в реакторах идет в сторону утяжеления ядер. Следует отметить, что реакция деления ядер является основной целевой реакцией, определяющей энерговыделение и размножение нейтронов, в связи со сравнительно жестким спектром нейтронов из-за использования тяжелой воды в качестве теплоносителя значимый вклад в число разделившихся ядер вносит деление порогово делящихся изотопов.

Большое (~ 900 кг/т) удельное содержание тория и сравнительно жесткий спектр нейтронов обуславливают непосредственное деление порогово делящихся ядер тория на уровне $\sim 1,2$ кг/т в каждой кампании. Изотоп ^{233}U , нарабатываемый на тории, является основным делящимся изотопом. Его вклад в число разделяющихся ядер за кампанию находится на высоком уровне ~ 47 кг/т даже в равновесном состоянии. Порогово делящийся изотоп ^{234}U , нарабатываемый на ^{233}U , делится только быстрыми нейтронами, и его вклад в число разделяющихся ядер за кампанию в равновесном состоянии находится на уровне $\sim 0,7$ кг/т. Следующим по величине вклада в число разделяющихся ядер за кампанию (после ^{233}U) является активный изотоп ^{235}U , нарабатываемый на ^{234}U . Его вклад составляет ~ 4 кг/т. Далее в последовательном радиационном захвате нейтронов заселяются три долгоживущие порогово делящиеся ядра ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , вклад которых в число разделяющихся ядер находится на уровне $\sim 0,1$; $\sim 0,07$; $\sim 0,5$ кг/т, со-

ответственно. Затем заселяются и делятся изотопы плутония ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , вклад которых в число разделяющихся ядер находится на уровне $\sim 0,55$; $\sim 0,01$; $\sim 0,25$ кг/т, соответственно. Конечно, подвергаются делению быстрыми нейтронами и другие сравнительно долгоживущие изотопы элементов от урана до кюрия и далее, но вклад их незначителен.

Нам представляется важным еще раз отметить определяющий вклад в число разделяющихся ядер за кампанию в равновесном состоянии трех последовательно заселяемых изотопов урана (^{233}U , ^{234}U , ^{235}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}U , ^{237}Np . Именно на стадии прохождения изотопов ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U трансмутируется реакцией деления подавляющая доля $(47 + 0,7 + 4)/55 \approx 0,94$ сырьевых ядер ^{232}Th , испытывающих радиационный захват нейтронов. При этом вклад изотопов плутония находится на уровне ~ 2 %.

В замкнутом торий-уран-плутониевом топливном цикле актиноиды рециклируются, а их потери и попадание в радиоактивные отходы [16] определяются возможностями переработки облученного топлива, уровень которой характеризуется $\sim 0,1$ % для каждого элемента. Таким образом, при переработке одной тонны облученного топлива после каждой четырехлетней кампании радиоактивные отходы будут содержать ~ 54 кг продуктов деления, $\sim 0,8$ кг тория, $\sim 0,10$ кг изотопов урана, $\sim 0,005$ кг изотопов плутония, $\sim 0,002$ кг нептуния и «следовые» значения изотопов америция и кюрия, что качественно упрощает обращение с высокоактивными отходами ядерной энергетики.

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 [17].

На всех этапах топливного цикла имеет место технологический барьер на пути несанкционированного распространения рас-

щепляющихся материалов в виде содержания радиологически опасного изотопа ^{232}U в уране и высокого нейтронного фона от четно-четных изотопов плутония в плутонии.

Заключение

Основной результат представленной работы состоит в том, что в расчетно-теоретических исследованиях показана возможность самовоспроизводства изотопов урана $^{233}\text{U} + ^{235}\text{U}$ в торий-урановом (^{232}Th ^{233}U) оксидном топливе в реакторах типа PWR (ВВЭР). Эта возможность обеспечивается нейтронно-ядерными свойствами ^{233}U , ^{232}Th и наличием уникальной способности воды, используемой в качестве теплоносителя и замедлителя, менять свой состав в процессе работы реактора. Использование D_2O в начале работы реактора в критическом состоянии обеспечивает повышенное содержание ^{233}U , а также активных изотопов ^{235}U и ^{239}Pu в топливе, пониженный захват нейтронов водой и ядрами тяжелых элементов, в том числе и самим ^{233}U , особенно при пониженном водотопливном отношении. При непрерывном выгорании ^{233}U и задержке его воспроизводства из-за распада ^{233}Pa критическое состояние реактора может быть обеспечено непрерывным разбавлением тяжелой воды легкой водой и соответствующим смягчением спектра нейтронов.

Предложен эффективный и безопасный способ утилизации высокообогащенного урана с торием в наиболее отработанных реакторах типа ВВЭР с наработкой изотопа ^{233}U при использовании Th-U-Pu оксидного топлива, тяжелой воды и ее разбавления легкой водой. Поглощение нейтронов изотопами ^{232}Th с наработкой ^{233}U является наиболее эффективным их использованием, повышающим качество ядерного топлива. В три раза меньше содержание требуемого количества нарабатываемого ^{233}U относительно выгорающего ^{235}U при удержании ячейки в критическом состоянии экономит нейтроны и повышает вероятность выгорания порогово делящихся изотопов. Рассмотрено одиннадцатикратное рециклирование четырехлетних кампаний с замыканием

топлива по всем долгоживущим актиноидам. Видно, что в рассмотренном сценарии обеспечивается глубокая утилизация обогащенного урана с тенденцией выхода на замкнутый торий-уран-плутониевый топливный цикл, в котором основным энерговыделяющим изотопом является ^{233}U . Просматривается возможность самоограничения актиноидного состава изотопами плутония.

Рассмотрен эффективный и безопасный способ совместной утилизации высокообогащенного урана в 2/3 сборок и энергетического плутония в 1/3 сборок в наиболее отработанных реакторах типа ВВЭР с наработкой изотопа ^{233}U с использованием Th-U-Pu оксидного топлива, тяжелой воды и ее разбавления легкой водой. Поглощение нейтронов изотопами ^{232}Th и ^{240}Pu с наработкой ^{233}U и ^{241}Pu является наиболее эффективным их использованием, повышающим качество ядерного топлива. Меньшее количество нарабатываемого ^{233}U относительно выгорающих ^{235}U и ^{239}Pu при удержании ячейки в критическом состоянии экономит нейтроны, повышает вероятность выгорания порогово делящихся изотопов и создает условия для реализации Th-U-Pu топливного цикла.

Выполнены оценки равновесных значений изотопного состава и времен выхода изотопов в равновесие при рециклировании торий-уран-плутониевого оксидного топлива в реакторах типа ВВЭР с водотопливным отношением $V_{\text{в}}/V_{\text{т}} = 1,23$, с использованием тяжелой воды и ее разбавления легкой водой. Показано, что и в равновесном режиме реактор может работать с самовоспроизводством активных изотопов.

Показан определяющий вклад в число разделяющихся ядер за кампанию трех последовательно заселяемых изотопов урана (^{233}U , ^{234}U , ^{235}U) и самого тория. Именно на стадии прохождения изотопов ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U трансмутируется реакцией деления подавляющая доля $(47 + 0,7 + 4)/55 \approx 0,94$ сырьевых ядер ^{232}Th , испытавших радиационный захват нейтронов. Их деление обуславливает возможность обеспечения положительного нейтронного баланса вследствие не только рождения нейтронов, но и понижения доли далее

заселяемых ядер-поглотителей нейтронов ^{236}U , ^{237}Np . При этом вклад изотопов плутония в деление ядер находится на уровне $\sim 2\%$ и играет второстепенную роль.

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 $\sim 0,1\%$ для каждого элемента. Таким образом, при переработке одной тонны облученного топлива после каждой четырехлетней кампании радиоактивные отходы будут содержать ~ 54 кг продуктов деления, $\sim 0,8$ кг тория, $\sim 0,1$ кг изотопов урана, $\sim 0,005$ кг изотопов плутония, $\sim 0,002$ кг нептуния и «следовые» значения изотопов америция и кюрия, что качественно упрощает обращение с высокоактивными отходами ЯЭ.

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, обогащенном изотопом ^{233}U , и высокого нейтронного фона от четно-четных изотопов плутония в плутонии.

Полученные результаты позволяют считать, что нейтронная кинетика и изотопное преобразование в замкнутом торий-уран-плутониевом топливном цикле представляются наиболее оптимальными и эффективными. Требуется конструкторская проработка возможностей адаптации активной зоны реакторов типа ВВЭР, а может, и канальных реакторов, для обеспечения использованных выше условий. Необходимы разработки технологий переработки облученного и изготовления свежего топлива с широким изотопным составом актиноидов.

Решение проблем современной ядерной энергетики в замкнутом торий-уран-плутониевом топливном цикле позволит 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. Можно

ожидать, что реализация этих резервов и приведет к преодолению наметившейся стагнации и бурному наращиванию мощностей ядерной энергетики.

Автор выражает благодарность В. Ф. Колесову за полезные обсуждения результатов и В. М. Повышеву за многолетнее сотрудничество.

Список литературы

1. Семченков Ю. М., Сидоренко В. А., Алексеев П. Н., Чибиняев А. В., Бобров Е. А., Дудников А. А., Теплов П. С. Развитие проекта ВВЭР для работы в замкнутом топливном цикле // Третья международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» МНТК НИКИЭТ-2014. – М.: НИКИЭТ, 2014, т. 1, с. 71–82.
2. Маршалкин В. Е., Повышев В. М., Трутнев Ю. А. Целесообразность использования избыточных количеств оружейного урана и плутония и энергетического плутония для перевода тепловых реакторов на замкнутый торий-урановый топливный цикл // Труды семинара «Новые подходы к ядерным топливным циклам и схемам захоронения отходов с учетом существующих избыточных количеств оружейных урана и плутония и энергетического плутония» / Под ред. В. Е. Маршалкина. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 1998, с. 179–187.
3. Беланова Т. С., Игнатюк А. В., Пащенко А. Б., Пляскин В. И. Радиационный захват нейтронов. Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1986.
4. Freeman L. B., Beadoin B. R., Frederickson R. et al. Physics Experiments and Lifetime Performance of Light Water Breeder Reactors // Nucl. Sci. Eng. 1989. Vol. 102.
5. Киселев Г. В., Конев В. Н. История реализации ториевого режима в советском Атомном проекте // УФН, 2007, т. 177, № 12, с. 1361–1384.
6. Calculation of the isotopic composition, cross-sections and fluxes for a typical PWR-cell loaded with (PU-Th) O_2 -fuel, as a function of the fuel burnup. Report of IAEA, 1996.

7. Маршалкин В. Е., Повышев В. М., Житник А. К., Ронжин А. Б. Методика расчета нейтронно-физических параметров и изотопной кинетики ячейки тепловых реакторов и ее тестирование // ВАНТ. Сер.: Теоретическая и прикладная физика. 2001. Вып. 1, с. 11–21.
8. Marshalkin V. E., Povyshev V. M. Breeding of ^{233}U in the Thorium-Uranium Fuel Cycle in VVER Reactor Using Heavy Water // Physics of Atomic Nuclei, 2015, vol. 78, N 11, p. 1274–1286.
9. Пат. 2541516 РФ, МПК G21C1/00. Способ эксплуатации ядерного реактора в ториевом топливном цикле с расширенным воспроизводством изотопа ^{233}U / В. Е. Маршалкин, В. М. Повышев // Изобретения. Полезные модели. 2015. № 5.
10. Маршалкин В. Е., Повышев В. М. Эффективное использование оружейного урана в ядерной энергетике // Атом, 2015, № 65, с. 35–39.
11. Marshalkin V. E., Povyshev V. M. Utilization of Non-Weapons-Grade Plutonium and Highly Uranium with Breeding of the ^{233}U Isotope in the VVER Reactors Using Thorium and Heavy Water // Physics of Atomic Nuclei, 2015, vol. 78, N 11, p. 1287–1300.
12. Матвеев Л. В., Центер Э. М. Уран-232 и его влияние на радиационную обстановку в ядерном топливном цикле. – М.: Энергоатомиздат, 1985.
13. Пат. 2619599 РФ, МПК G21C1/00. Способ эксплуатации ядерного реактора в уран-ториевом топливном цикле с наработкой изотопа ^{233}U / В. Е. Маршалкин, В. М. Повышев // Изобретения. Полезные модели. 2017. № 14.
14. Marshalkin V. E., Povyshev V. M. On the Equilibrium Isotopic Composition of the Thorium-Uranium-Plutonium Fuel Cycle // Physics of Atomic Nuclei, 2016, vol. 79, N 8, p. 1290–1297.
15. Маршалкин В. Е., Повышев В. М. Естественная трансмутация актиноидов реакцией деления в замкнутом торий-уран-плутониевом топливном цикле // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. 2016. Вып. 4, с. 64–75.
16. Маршалкин В. Е., Повышев В. М. Делящиеся материалы второго поколения в ядерной энергетике // ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. 2017. Вып. 4, с. 54–75.
17. Пат. 2634476 РФ, МПК G21C1/00. Способ эксплуатации ядерного реактора в ториевом топливном цикле с наработкой изотопа урана ^{233}U / В. Е. Маршалкин, В. М. Повышев // Изобретения. Полезные модели. 2017. № 31.

Контактная информация –

Маршалкин Василий Ермолаевич,
ведущий научный сотрудник ИТМФ,
РФЯЦ-ВНИИЭФ,
e-mail: VEMarshalkin@vniief.ru

Статья поступила в редакцию 20.06.18.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2018, вып. 4, с. 5–28.