

УТИЛИЗАЦИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ И ВЫСОКООБОГАЩЁННОГО УРАНА С НАРАБОТКОЙ ИЗОТОПА ^{233}U В РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТОРИЯ И ТЯЖЁЛОЙ ВОДЫ

В. Е. Маршалкин, В. М. Пovyшев

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 607188, г. Саров Нижегородской обл., просп. Мира, 37

Предложен способ совместной утилизации энергетического плутония и высокообогащённого урана в оксидном торий-уран-плутониевом топливе водо-водяного реактора с изменяющимся составом (D_2O , H_2O) воды, характеризующийся эффективной наработкой изотопа ^{233}U , безопасной работой реактора и сравнительно простой реализацией.

Ключевые слова: утилизация энергетического плутония и высокообогащённого урана; водо-водяной реактор; оксидное торий-уран-плутониевое топливо; смешанный состав (D_2O , H_2O) воды; изотоп ^{233}U ; расчёты; ячеечное приближение.

UTILIZATION OF NON-WEAPON PLUTONIUM AND HIGH-ENRICHED URANIUM WITH ^{233}U ISOTOPE PRODUCTION IN VVER TYPE REACTORS USING THORIUM AND HEAVY WATER / V. Ye. MARSHALKIN, V. M. POVYSHEV // Proposed is a method of joint utilization of non-weapon plutonium and high-enriched uranium in oxide thorium-uranium-plutonium fuel of water-moderated reactor with varying water composition (D_2O , H_2O), characterized by efficient ^{233}U isotope production, safe reactor operation as well as by comparatively simple implementation.

Key words: utilization of non-weapon plutonium and high-enriched uranium; water-moderated water-cooled reactor; oxide thorium-uranium-plutonium fuel; mixed water composition (D_2O , H_2O); isotope ^{233}U ; calculations; cell approximation.

В нашей статье [1], путем расчетно-теоретических исследований показана возможность расширенного воспроизводства изотопов урана ^{233}U и ^{235}U в торий-урановом (^{232}Th – ^{233}U) оксидном топливе в реакторах типа PWR (ВВЭР). Эта возможность в наиболее отработанном и распространенном реакторе обеспечивается нейтронно-ядерными свойствами ^{233}U , ^{232}Th и наличием уникальной способности воды, используемой в качестве замедлителя и теплоносителя, менять энергетическое распределение нейтронов путем изменения своего состава в процессе работы реактора. Использование D_2O в начале работы реактора в критическом состоянии характеризуется наиболее жестким спектром нейтронов, обеспечивает повышенное содержание ^{233}U в топливе, пониженный захват нейтронов водой и ядрами тяжелых элементов, в том числе самим ^{233}U , особенно при пониженном водотопливном отношении. Пониже-

ние реактивности по мере выгорания активных изотопов и наработки поглотителей компенсируется смягчением спектра нейтронов путём разбавления тяжелой воды легкой водой. Работа реактора без поглотителей нейтронов и достигаемая, таким образом, экономия нейтронов позволяют обеспечить расширенное воспроизводство активных изотопов урана (^{233}U и ^{235}U). Использование поглотителей следует предусмотреть в аварийных ситуациях и при остановках реактора.

Предметом настоящей статьи является расчетно-теоретическое исследование утилизации накопленных энергетического плутония и высокообогащённого урана с выработкой энергии и наработкой изотопа ^{233}U в реакторах типа ВВЭР с использованием тория и тяжелой воды с устранением возможности перехода реактора в надкритическое состояние при потере теплоносителя.

1. Общая постановка задачи

В настоящее время водо-водяные реакторы с легкой водой (ВВЭР, PWR, BWR) и тяжелой водой (PHWR) являются наиболее совершенными, безопасными и распространенными в мире. Представляется естественным считать, что дальнейшее развитие ядерной энергетики при решении выявившихся в ней проблем целесообразно осуществлять с использованием этих реакторов, связанных с ними технологий и опыта эксплуатации.

Принципиальными условиями становления большой ядерной энергетики 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. Для обеспечения расширенного воспроизводства активных изотопов необходимо рождение двух и более вторичных нейтронов на поглощенный нейтрон. Только при этом условии и строжайшей экономии нейтронов возможно одновременное удовлетворение поддержания цепной реакции деления в системе и воспроизводства активных изотопов.

В табл. 1 приведены для ряда ядер значения сечений деления σ_f , радиационного захвата нейтронов σ_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 ($E = 0,025$ эВ), вызывающего деление.

Из данных табл. 1 видно, что только два изотопа, ^{233}U и ^{241}Pu , характеризуются значением

$\eta > 2$ при любой энергии первичного нейтрона. Поэтому только при использовании этих изотопов образуется достаточное количество вторичных нейтронов и 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. Следует отметить, что изотопы ^{233}U и ^{241}Pu , к сожалению, не используются, а основные энерговыделяющие (делящиеся) в современной ядерной энергетике изотопы, ^{235}U и ^{239}Pu , в интенсивно работающей резонансной области энергий нейтронов могут поддерживать протекание цепной реакции деления, но не могут обеспечить самовоспроизводства. 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 и пытались реализовать в течение полувека.

В статье [1] предложен способ обеспечения оптимальной нейтронной кинетики и эффективно-го изотопного преобразования в ^{233}U - ^{232}Th оксидном топливе водо-водяного реактора с изменяющимся составом (D_2O ; H_2O) воды, этот способ обеспечивает расширенное воспроизводство изотопов ^{233}U , ^{235}U и характеризуется сравнительно простой реализацией.

Наработку изотопа ^{233}U для запуска замкнутого ^{232}Th - ^{233}U топливного цикла целесообразно осуществить при утилизации наработанных энергетического плутония и высокообогащенного урана в торий-уран-плутониевом оксидном топливе в тех же реакторах типа ВВЭР с использованием тяжелой воды и ее разбавления легкой водой. В этом случае наработка ^{233}U , в основном, будет осуществляться на нейтронах деления ^{235}U и двух

Таблица 1

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

Изотоп	$\bar{\gamma}(0,025\text{эВ})$	$E = 0,025$ эВ			$E \geq 0,5$ эВ			$E = 100$ 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

изотопов, ^{239}Pu и ^{241}Pu , а поглощение нейтронов промежуточным изотопом ^{240}Pu будет сопровождаться наработкой изотопа ^{241}Pu , повышающего реактивность топлива и наиболее эффективно размножающего нейтроны при делении. При этом естественным путём может быть обеспечена ядерная безопасность работы реактора.

Таким образом, следующим этапом развития ядерной энергетики является утилизация (глубокое выжигание активных изотопов ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu) высокообогащённого 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 и устранением возможности перехода реактора в надкритическое состояние.

2. Физические предпосылки решения поставленной задачи и возможности их технической реализации

На рис. 1 приведена энергетическая зависимость сечения упругого рассеяния нейтронов легкими ядрами H, D, Na, сечений $(n, 2n)$ -реакции и неупругого рассеяния нейтронов на ядрах ^{232}Th . Видно, что неупругое рассеяние нейтронов

и $(n, 2n)$ -реакция на ядрах тяжелых элементов, в частности на ^{232}Th , являются определяющим механизмом замедления и удержания нейтронов в веществе при их энергии $\epsilon \geq 1$ МэВ. Это особенно верно в связи с большой потерей энергии нейтронов при их неупругом рассеянии и особенно в $(n, 2n)$ -реакции и симметричном относительно 90° угловом распределении вторичных нейтронов. При более низких ($\epsilon \leq 1$ МэВ) значениях энергии нейтронов их замедление более эффективно в процессе упругого рассеяния на легких ядрах теплоносителя. Высокая эффективность замедления нейтронов на ядрах H определяется наибольшими значениями сечения упругого рассеяния и потери энергии при столкновении. Эффективность замедления нейтронов на ядрах D и их удержание в веществе усиливаются превалированием рассеяния под задними углами в системе центра масс.

В тесных решетках (ВВЭР, БН) реакторов наименьшей замедляющей способностью характеризуется натриевый теплоноситель. Замена натрия на тяжелую воду повышает замедляющую способность теплоносителя и увеличивает вероятность их удержания в веществе, а замена тяжелой воды на легкую воду при том же водотопливном отношении многократно повышает замедление нейтронов, особенно при их энергии $E \leq 100$ кэВ.

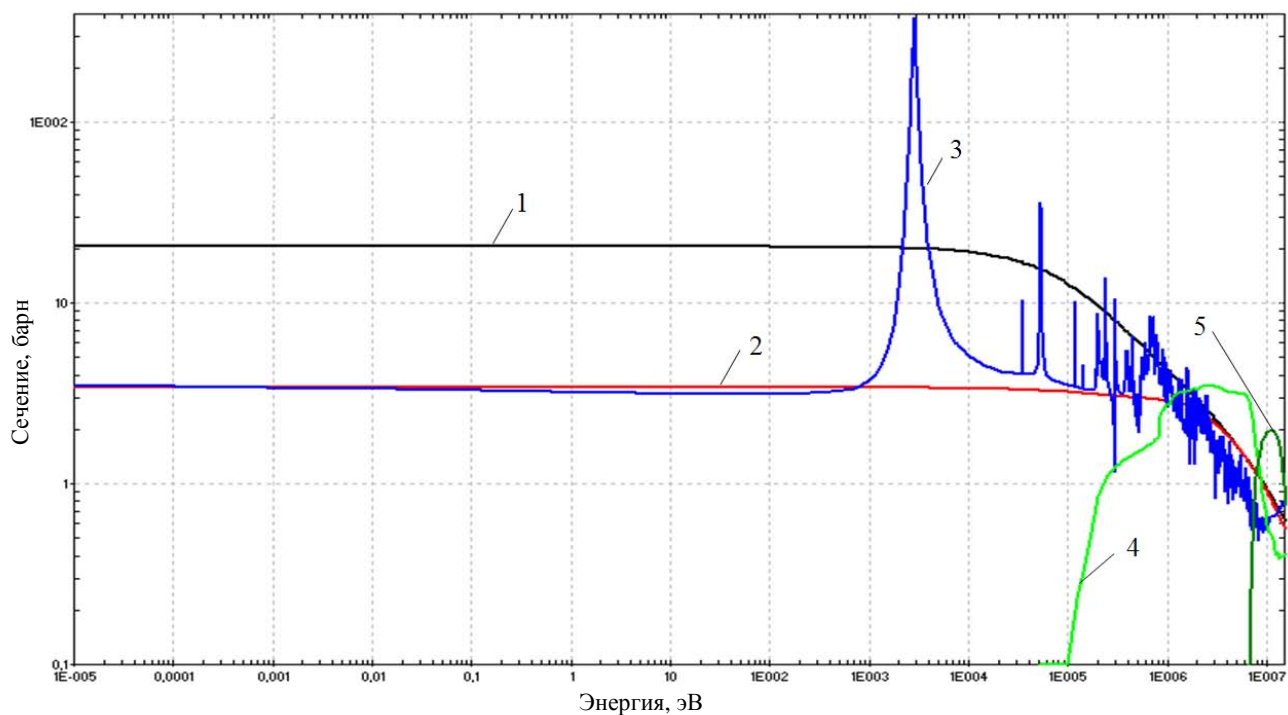


Рис. 1. Энергетическая зависимость сечения упругого рассеяния нейтронов ядрами H, D, Na, сечения неупругого рассеяния нейтронов и сечения $(n, 2n)$ реакции на ядре ^{232}Th : 1 – H-1(3)2\ENDFB-6; 2 – H-2(3)2\ENDFB-6; 3 – Na-23(3)2\ENDFB-6; 4 – Th-232(3)4\ENDFB-6; 5 – Th-232(3)1\ENDFB-6

Эта большая разница в замедляющей способности D_2O и H_2O при практическом совпадении их физико-химических свойств предоставляет уникальную возможность дополнительного смягчения спектра нейтронов в процессе работы реактора при использовании тяжелой воды в стартовом состоянии и ее последующего разбавления легкой водой.

На рис. 2 приведена энергетическая зависимость сечений деления беспороговоделющихся ядер ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu . Обращает на себя внимание, что сечение деления ядер ^{233}U , ^{235}U и ^{241}Pu характеризуется минимумом при энергии нейтронов $E \approx 0,8$ МэВ, незначительно возрастает с ростом энергии до $E \leq 2$ МэВ и заметно быстрее растет с понижением энергии при $E \leq 0,8$ МэВ. Особенно быстрый рост ($\sim 1/\sqrt{E}$) происходит при делении ядер нейтронами S -волны при $E \leq 10$ кэВ. Сечение деления ^{239}Pu характеризуется минимумом при $E \approx 100\text{--}200$ кэВ, существенно ($\sim 30\%$) подрастает при увеличении энергии до $E \leq 2$ МэВ, медленно увеличивается с уменьшением энергии нейтронов до $E \sim 10$ кэВ и по закону $1/\sqrt{E}$ растет при дальнейшем понижении их энергии. Сечение деления пороговых изотопов ^{234}U , ^{240}Pu , ^{242}Pu мало при $E \leq 100$ кэВ, быстро растет при $E \leq 400$ кэВ и достигает значения $\sim 1,6$ барна при $E \approx 2$ МэВ.

Пороги деления ядер ^{238}U и ^{232}Th особенно велики ($E_{\text{пор}} \sim 1,5$ МэВ), и ядра этих сырьевых изотопов делятся только быстрыми нейтронами.

Возрастание значения сечения деления ядер ^{233}U , ^{235}U , ^{241}Pu при понижении энергии нейтронов $E \leq 0,8$ МэВ, особенно при $E \leq 10$ кэВ, и уникальная возможность смягчения спектра нейтронов в этой области их энергии путем разбавления тяжелой воды легкой водой могут позволить удерживать реактор в критическом состоянии как при выгорании делящихся ядер, так и наработке поглотителей нейтронов.

Потеря теплоносителя, сопровождающаяся ужесточением спектра нейтронов в его низкоэнергетической части $E \leq 1$ МэВ, естественно влечет за собой падение реактивности топлива с активными изотопами ^{233}U , ^{235}U , ^{241}Pu и ее увеличение в топливе на основе ^{239}Pu (см. рис. 2). Наряду с ростом сечения деления $\sigma_f(E)$, с ростом энергии при $E \leq 2$ МэВ для ^{239}Pu растет и среднее значение выхода нейтронов деления $\nu(E) \approx 2,87 + 0,15E$ (где E измеряется в МэВ). При этом увеличивается и скорость делений пороговоделющегося изотопа ^{240}Pu . Этот хорошо известный положительный пустотный коэффициент реактивности, свойственный быстрым реакторам, обуславливается особенностями в энергетической зависи-

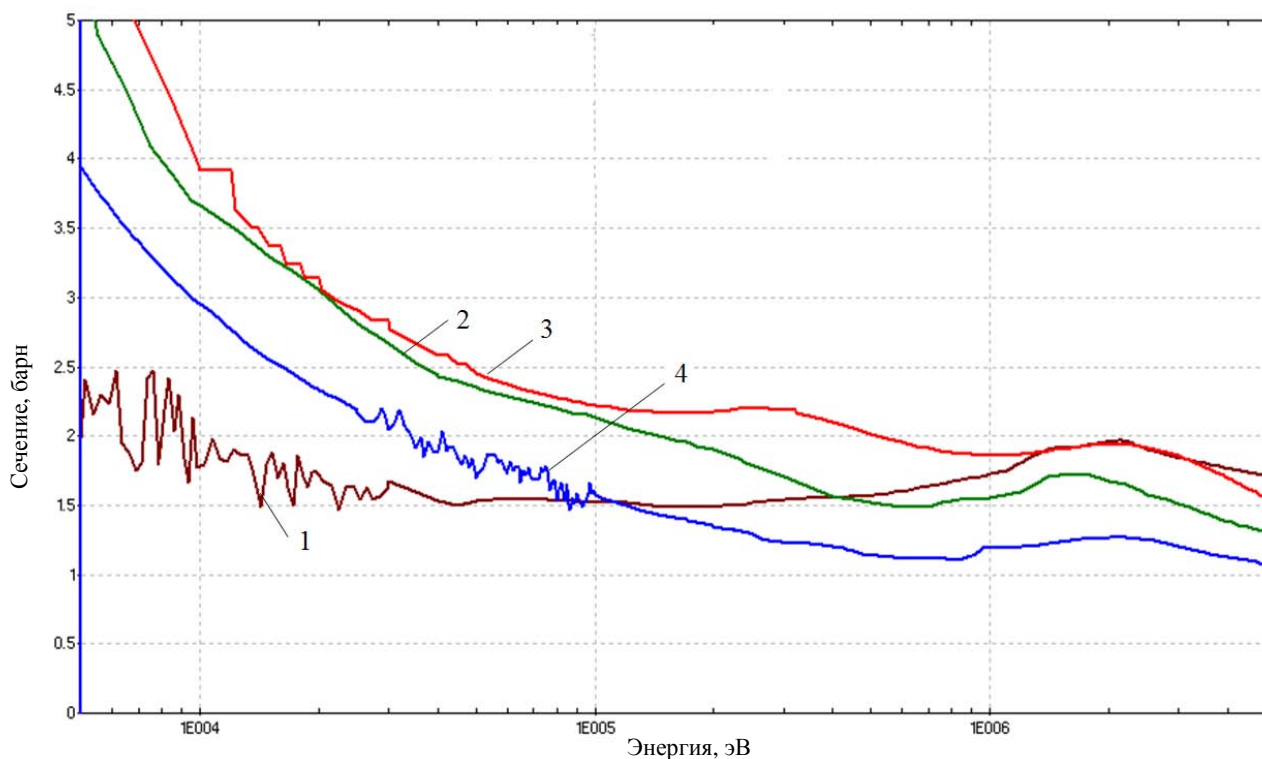


Рис. 2. Энергетическая зависимость сечения деления $\sigma_f(E)$ изотопов ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu :

1 – $Pu-239$; 2 – $Pu-241$; 3 – $U-233$; 4 – $U-235$

мости сечения деления ядер ^{239}Pu и усугубляется делением ядер ^{240}Pu . Его наличие следует учитывать и при утилизации плутония в реакторах типа ВВЭР с использованием плутоний-ториевого оксидного топлива, тяжелой воды и ее разбавления легкой водой. Совместное использование изотопов ^{233}U , ^{241}Pu , ^{235}U с изотопом ^{239}Pu в активной зоне может устранить возрастание её реактивности при потере теплоносителя.

3. Расчетная модель

Проведение нейтронно-физических расчетов в полном объеме для всего реактора является сложным. Задача качественно упрощается с использованием ячеечного приближения. Ниже все численные оценки выполнены для ячейки водородного энергетического реактора ВВЭР. Как и в статье [1], за основу была принята ячейка реактора PWR, предложенная МАГАТЭ, нейтронно-физические расчеты для которой выполнены в ведущих лабораториях мира, а результаты представлены в отчете [2]. Работа проводилась в рамках программы по изучению возможности ториевого топливного цикла для сдерживания наработки энергетического плутония и уменьшения токсичности долгоживущих радиоактивных отходов ядерной энергетики. Настоящая работа является естественным развитием этого направления и исследованием возможности наработки изотопа ^{233}U для запуска замкнутого Th-U топливного цикла.

Геометрия ячейки характеризуется следующими параметрами: внешний радиус топлива $R_r = 0,47$ 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. Значения парциальной плотности изотопов и элементов в ячейке (в единицах атом/см³) для топлива, оболочки и замедлителя приведены в табл. 2. Средняя температура топлива $T_r = 1023$ К, а средняя температура воды $T_b = 583$ К. Удельная мощность в ячейке $P = 211$ Вт/см.

В статье [3] описывается методика расчетов и сравниваются результаты наших расчетов с результатами других авторов [2] по широкому кругу функционалов. Сравнение показало, что значения, полученные нами, находятся в пределах разброса результатов других авторов. 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 повышения воспроизводства ^{233}U , по-видимому, целесообразно использование ториевого blankets.

4. Удержание однотвэльной ячейки в критическом состоянии при использовании разного топлива и теплоносителя

На рис. 3 и 4 представлены соответственно энергетические зависимости плотности потока нейтронов и групповых по энергии значений плотности потока для пяти теплоносителей (H_2O , D_2O , Na, Pb, вакуум) той же ячейки с Pu-Th оксидным топливом. По оси абсцисс указаны значения энергии (эВ) групп. Из рис. 3 и 4 видно следующее. При энергии $E \geq 2$ МэВ энергетические

Таблица 2

Исходная концентрация изотопов [атом/см³]

Изотоп	Средняя по ячейке	Топливо	Оболочка	Замедлитель
^{232}Th	6,45 + 21	2,11 + 22		
^{238}Pu	2,97 + 18	9,72 + 18		
^{239}Pu	1,83 + 20	5,99 + 20		
^{240}Pu	7,10 + 19	2,32 + 20		
^{241}Pu	2,35 + 19	7,69 + 19		
^{242}Pu	1,46 + 19	4,78 + 19		
Cr	1,99 + 20		8,14 + 19	3,20 + 20
Mn	1,26 + 19			2,11 + 19
Fe	5,20 + 20		1,60 + 20	8,46 + 20
Ni	2,24 + 20			3,76 + 20
Zr	4,27 + 21		4,37 + 22	
C	1,60 + 18			2,68 + 18
H	2,86 + 22			4,80 + 22
O	2,78 + 22	4,41 + 22		2,40 + 22

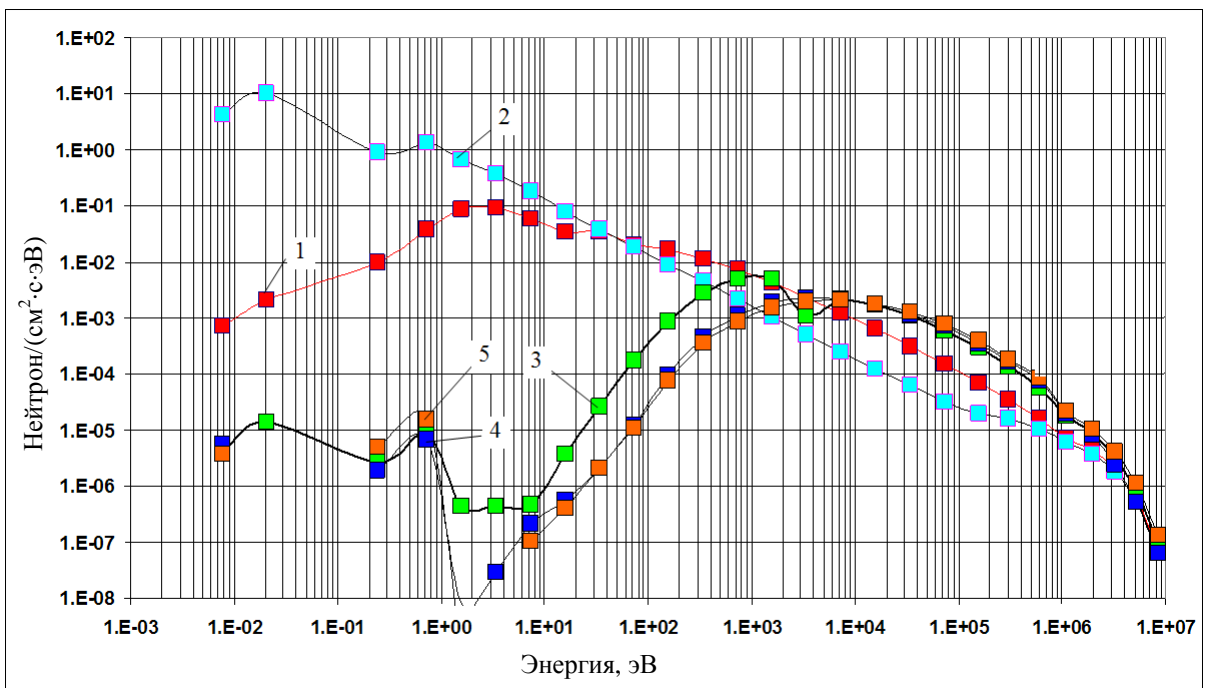


Рис. 3. Энергетическое распределение плотности потока [нейтронов/см²·с·эВ] в топливе в зависимости от теплоносителя: D₂O (1), H₂O (2), Na (3), Pb (4), вакуум (5)

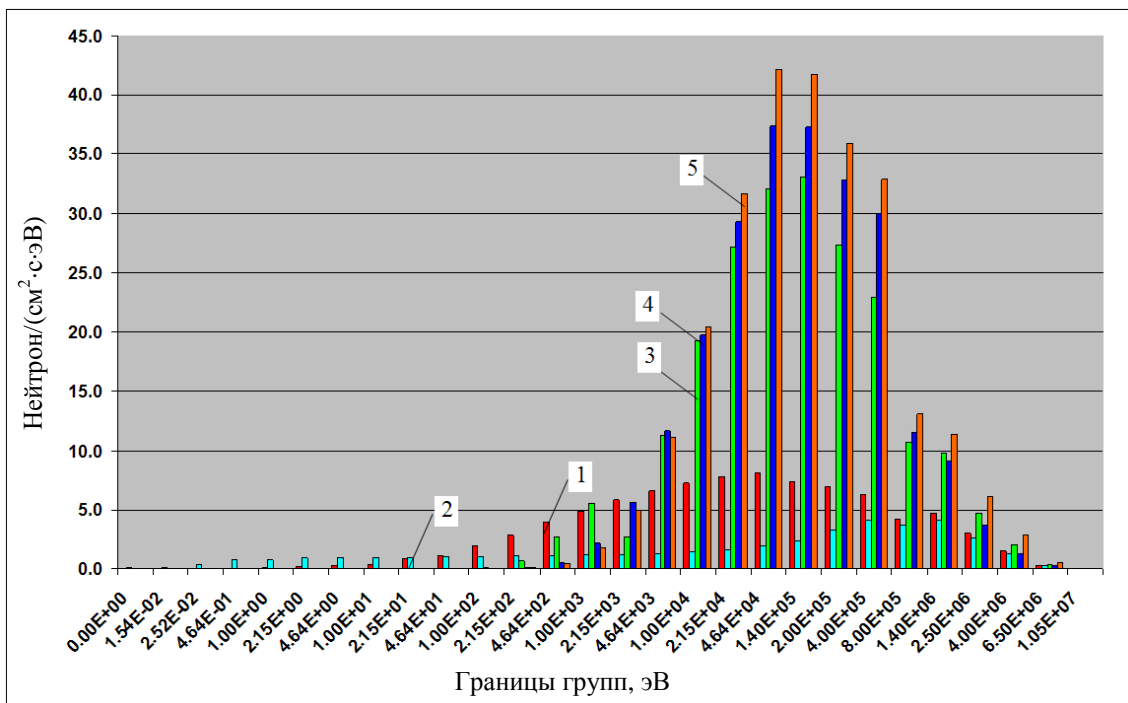


Рис. 4. Групповые значения плотности потока [нейтронов/см²·с] в топливе в зависимости от теплоносителя: D₂O (1), H₂O (2), Na (3), Pb (4), вакуум (5)

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 (торий, уран, плутоний) в соответствии с сечениями, приведенными на

рис. 1. При энергии $E \leq 2$ МэВ определяющее влияние 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 эВ $\leq E \leq 1$ МэВ при использовании тяжелой воды D₂O на акт деления тяжелых ядер существенно (до ~8 раз) выше, чем при использовании легкой воды. При этом в области энергий нейтронов $E \leq 40$ 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.

Из рис. 3 видно, что в резонансной области энергии нейтронов $1 \text{ эВ} < E < 1000 \text{ эВ}$ 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 трудновосполнимой потерей в обеспечении безопасности работы реактора.

В табл. 3 приведены рассчитанные значения удельного содержания (кг/т) энергетического плутония и его изотопов в ячейке (реакторе) с Th-Pu оксидным топливом в критическом состоянии в зависимости от степени разбавления тяжелой воды легкой водой. Состав воды описывается выражением $C = \alpha \cdot D_2O + (1 - \alpha) \cdot H_2O$ и может меняться в зависимости от α . При $\alpha = 1$ вода является тяжелой, при $\alpha = 0$ она легкая. В последней строке табл. 3 приведены значения K_∞ для умень-

шенного в ~10 раз количества воды (10 % C), имитирующего потерю теплоносителя, при каждом значении α . Видно, что при $\alpha = 1$ для достижения критического состояния ($K_\infty = 1$) требуется ~170 кг/т плутония на тонну тяжелого металла.

Однако при этом потеря теплоносителя на ~90 % переводит ячейку (реактор) в надкритическое ($K_\infty \cong 1,044$) состояние. Это и есть проявление повышения реактивности Th-Pu оксидного топлива (пустотный эффект), обусловленного энергетической зависимостью сечения деления изотопа ²³⁹Pu при $E \leq 2$ МэВ. С понижением $\alpha < 1$ уменьшается требуемое количество Pu в топливе. При этом понижается значение K_∞ при потере ~90 % теплоносителя, и при $\alpha \leq 0,85$ значение K_∞ становится $K_\infty \leq 0,998$ соответственно. То есть такая потеря теплоносителя не переводит ячейку (реактор) в надкритическое состояние. Расчеты выполнены с внешним радиусом ячейки $R_b = 0,8$ см.

В табл. 4 приведена масса энергетического плутония в критическом состоянии ячейки с Pu-Th оксидным топливом в зависимости от теплоносителя, в том числе при его полной потере (вакуум). Видно, что полная потеря теплоносителя переводит ячейку в надкритическое состояние при удельном содержании плутония в ней на уровне ~130 кг/т. Это означает, что полная потеря любого теплоносителя из приведенных в табл. 4, кроме легкой воды, переведет ячейку с Pu-Th оксидным топливом в надкритическое состояние.

Таблица 3

Рассчитанные значения удельного содержания [кг/т] изотопов плутония в ячейке с плутоний-ториевым топливом, находящейся в критическом состоянии ($K_\infty = 1$), в зависимости от разбавления тяжелой воды легкой водой $C = ((1 - \alpha)H_2O + \alpha D_2O)$

α при $K_\infty = 1$	1	0,9	0,85	0,8	0,5	0
Материал						
²⁴² Pu	8,58	7,67	7,22	6,92	4,26	1,26
²⁴¹ Pu	13,73	12,28	11,55	11,07	6,81	2,02
²⁴⁰ Pu	40,79	36,47	34,31	32,87	20,23	6,00
²³⁹ Pu	105,19	94,05	88,48	84,77	52,16	15,47
²³⁸ Pu	1,72	1,53	1,44	1,38	0,85	0,25
\sum Pu	170	152	143	137	84,5	25
K_∞ (10 % C)	1,044	1,008	0,998	0,930	0,734	0,462

В последней строке приведены значения K_∞ в ячейке с уменьшенной в 10 раз плотностью воды.

Таблица 4

Удельные значения содержания плутония в топливе ячейки в критическом состоянии в зависимости от используемого теплоносителя

Теплоноситель	D ₂ O	H ₂ O	Na	Pb	ВАК
Pu, кг/т	170	25	145	144	130

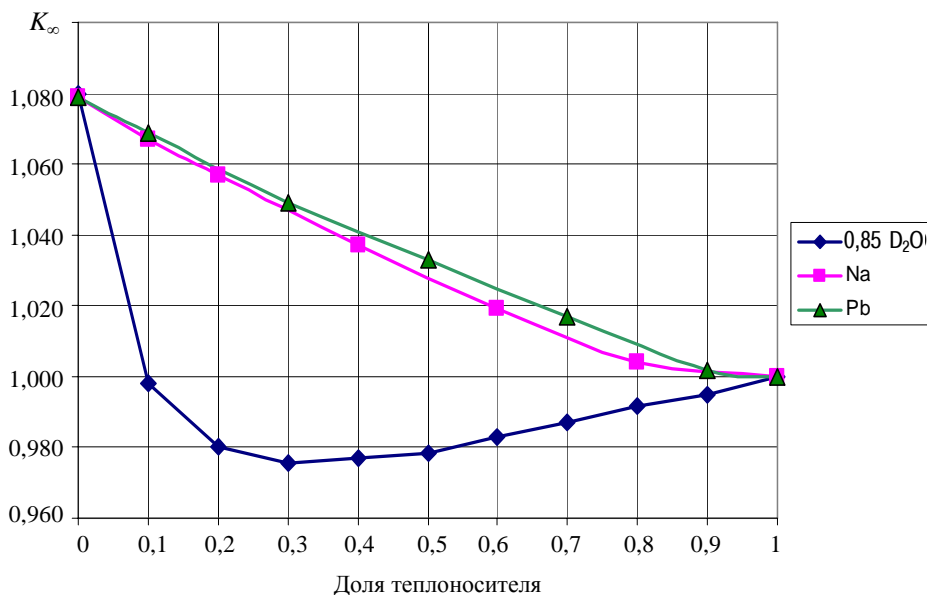
Из данных табл. 3 и 4 следует, что повышение доли лёгкой воды в тяжёлой воде ($\alpha < 0,8$) в стартовом состоянии ячейки (реактора) повышает реактивность топлива и может удержать её в подкритическом состоянии и при полной потере теплоносителя. Одновременное обеспечение этих результатов трудно переоценить.

На рис. 5 приведена зависимость K_∞ ячейки от плотности теплоносителя в виде смеси воды (с $\alpha = 0,85$), свинца и натрия. В случае с понижением плотности воды от единицы до $\sim 0,3$ г/см³ K_∞ понижается от 1 до $\sim 0,975$, а при дальнейшем понижении плотности резко возрастает до 1,08 при нулевой плотности. Понижение K_∞ обуславливается уменьшением числа нейтронов тепловой группы ($E \leq 0,625$ эВ), а повышение K_∞ при $\rho_b \leq 0,3$ г/см² определяется ростом числа нейтронов с энергией $E \geq 100$ кэВ. В случаях с натрием и свинцом понижение плотности сразу сопровождается ростом значения K_∞ и при полной потере

теплоносителя достигает того же значения $K_\infty \approx 1,08$. В этих случаях рост K_∞ обуславливается ростом числа нейтронов с энергией $E \geq 100$ кэВ. Во всех этих случаях проявляется энергетическая зависимость сечения деления ядер изотопов ²³⁹Pu и ²⁴⁰Pu. По мере их выгорания и наработки ядер изотопов ²⁴¹Pu и ²³³U значение пустотного эффекта должно уменьшаться.

Еще раз отметим, что пустотный эффект при утилизации энергетического плутония может быть исключен дополнительным увеличением стартового разбавления тяжелой воды легкой водой. В уран-плутониевом топливном цикле, быстрых реакторах с натриевым или свинцовым теплоносителем и использованием изотопа ²³⁹Pu в качестве основного делящегося изотопа необходимо постоянно предпринимать специальные меры по устранению пустотного эффекта.

В табл. 5 приведены рассчитанные значения удельного содержания (кг/т) высокообогащённого (²³⁵U_{0,9}+²³⁸U_{0,1}) урана и его изотопов в ячейке (реакторе) с Th-U оксидным топливом в критическом состоянии в зависимости от разбавления тяжелой воды легкой водой. Видно, что при $\alpha = 1$ для достижения критического состояния ($K_\infty = 1$) требуется $\sim 137,5$ кг/т урана на тонну тяжелого металла. С понижением α (при $\alpha < 1$ уменьшается требуемое количество урана в топливе, и при $\alpha = 0$ критическое состояние ($K_\infty = 1$) достигается при $\sim 22,5$ кг/т урана на тонну тяжелого металла).

Рис. 5. Зависимость K_∞ от потери теплоносителя (вода с $\alpha = 0,85$, Na, Pb)

Рассчитанные значения удельного содержания [кг/т] изотопов урана в ячейке с уран-ториевым топливом, находящейся в критическом состоянии ($K_{\infty} = 1$), в зависимости от разбавления тяжелой воды легкой водой ($c = (1 - \alpha)H_2O + \alpha D_2O$)

Материал \ α	1,00	0,90	0,85	0,80	0,50	0,00
$^{235}\text{U}_{0,9+} \ ^{238}\text{U}_{0,1}$	137,50	101,20	79,20	68,20	29,81	22,55
^{235}U	125,00	92,00	72,00	62,00	27,10	20,50
^{238}U	12,50	9,20	7,20	6,20	2,71	2,05

Сравнение данных табл. 5 и 3 показывает, что загрузка ячейки в критическом состоянии с уран-ториевым топливом характеризуется меньшей массой урана, чем масса плутония в торий-плутониевом топливе, что разбавление тяжелой воды легкой водой в ячейке с уран-ториевым топливом сопровождается более быстрым ростом реактивности, чем в ячейке с торий-плутониевым топливом. Это позволяет надеяться на то, что совместная утилизация торий-плутониевого топлива с торий-урановым топливом позволит повысить стартовую загрузку энергетического плутония и нейтрализовать рост реактивности торий-плутониевого топлива при потере теплоносителя.

Вместе с этим хорошо известна определяющая роль запаздывающих нейтронов деления тяжелых ядер в кинетике реактора, то есть в его управлении. Эффективная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{\text{эф}}$ равна [4] 0,0034 для ^{233}U ; 0,0073 для ^{235}U ; 0,0027 для ^{239}Pu ; 0,0032 для ^{240}Pu ; 0,0055 для ^{241}Pu . Она минимальна для ^{239}Pu и максимальна для ^{235}U , поэтому совместная утилизация торий-плутониевого топлива с уран-ториевым топливом позволит повысить надежность управления реактором. Рост содержания ^{241}Pu относительно ^{239}Pu в процессе облучения топлива также будет способствовать повышению уровня управления реактором.

В порядке оценки скорости разбавления $\frac{\Delta\alpha}{\Delta t}$ отметим, что понижение $\Delta\alpha = 0,07$ соответствует понижению количества плутония на ~6 кг/т, а это соответствует выгоранию плутония в реакторе электрической мощностью $P \approx 1$ ГВт за время $t \approx 0,5$ года. С учетом воспроизводства активных изотопов получаем оценку скорости разбавления сверху в виде $\frac{\Delta\alpha}{\Delta t} \approx 7\% | 0,5 \cdot 365 \cdot 24 \text{ ч} \approx 1,6 \cdot 10^{-3} \%$, что представляется вполне решаемой задачей.

5. Результаты расчетов нейтронной кинетики и изотопного преобразования в торий-уран-плутониевом оксидном топливе с изменяющимся составом воды

В соответствии с отмеченной выше разницей в энергетической зависимости сечений деления, разницей в числах запаздывающих нейтронов деления совместное использование изотопов ^{233}U , ^{241}Pu , ^{235}U с изотопом ^{239}Pu в активной зоне может повысить уровень управления реактором, устранить возрастание её реактивности при потере теплоносителя и повысить безопасность работы реактора. С целью изучения этих возможностей выполнены расчеты нейтронной кинетики и изотопного преобразования в процессе облучения с удельной мощностью $P = 211$ Вт/см для трёх-твэльной ячейки. Расстояние между центрами твэлов составляет 1,6 см, геометрия твэлов совпадает с геометрией ячейки МАГАТЭ. Один твэл содержит плутоний-ториевое оксидное топливо, а два других твэла содержат уран-ториевое оксидное топливо. На сторонах треугольника, соединяющих центры твэлов, принято зеркальное отражение нейтронов. Плотность топлива $\rho = 9,7$ г/см³, плутониевый твэл содержит 140 кг энергетического плутония на тонну тяжелого металла. Критическое состояние ячейки реализуется, если каждый из урановых твэлов содержит 110 кг урана, обогащённого на 90 % изотопом ^{235}U , на тонну тяжелого металла. Поддержание ячейки в критическом состоянии ($K_{\infty} = 1$) осуществляется с помощью изменения состава воды:

– $\alpha = 0,90$ в стартовом состоянии;

– подобранные значения α в зависимости от времени облучения T приведены в табл. 6. В табл. 6, 6А, 7, 7А, 8 и 8А жирным шрифтом выделены наиболее важные изотопы.

Удельное содержание [кг/т] в урановых твэлах стартовых изотопов ^{235}U , ^{238}U и ^{232}Th и нарабатываемых на них актинидов в зависимости от времени облучения

Изотопы		Время облучения, сутки, годы								
		0	10	50	100	0.5	1	2	3	4
		Доля тяжелой воды α								
A	Z	0,9	0,89	0,87	0,86	0,86	0,83	0,8	0,76	0,71
243	95	0.0	1.96E-13	5.47E-10	1.56E-08	3.75E-07	9.75E-06	2.55E-04	1.30E-03	3.88E-03
242	94	0.0	1.64E-10	8.41E-08	1.21E-06	1.69E-05	2.15E-04	2.20E-03	7.66E-03	1.76E-02
242	96	0.0	1.42E-13	4.78E-10	1.36E-08	2.34E-07	5.22E-06	1.29E-04	5.59E-04	1.45E-03
241	94	0.0	4.44E-07	4.37E-05	3.14E-04	1.64E-03	1.01E-02	5.07E-02	1.15E-01	1.92E-01
241	95	0.00	1.50E-10	7.45E-08	1.06E-06	1.03E-05	1.28E-04	1.27E-03	4.23E-03	9.10E-03
240	94	0.0	4.34E-05	8.80E-04	3.22E-03	9.48E-03	3.01E-02	8.16E-02	1.31E-01	1.71E-01
239	93	0.0	6.38E-03	6.72E-03	6.66E-03	6.52E-03	6.12E-03	5.71E-03	5.29E-03	4.93E-03
239	94	0.0	1.34E-02	9.06E-02	1.83E-01	3.24E-01	5.89E-01	9.65E-01	1.19E+00	1.30E+00
238	92	1.00E+01	9.98E+00	9.90E+00	9.80E+00	9.64E+00	9.29E+00	8.65E+00	8.05E+00	7.50E+00
238	93	0.0	6.38E-08	6.10E-06	2.93E-05	9.70E-05	3.33E-04	9.84E-04	1.72E-03	2.46E-03
238	94	0.0	5.23E-08	2.82E-05	2.95E-04	1.91E-03	1.39E-02	8.62E-02	2.31E-01	4.44E-01
237	92	0.0	1.65E-04	1.61E-03	3.35E-03	5.65E-03	9.44E-03	1.42E-02	1.71E-02	1.92E-02
237	93	0.0	6.30E-05	3.58E-03	1.61E-02	5.29E-02	1.84E-01	5.58E-01	9.84E-01	1.41E+00
236	92	0.0	1.42E-01	6.99E-01	1.37E+00	2.41E+00	4.48E+00	7.85E+00	1.05E+01	1.25E+01
235	92	1.00E+02	9.95E+01	9.76E+01	9.52E+01	9.14E+01	8.38E+01	7.05E+01	5.94E+01	5.00E+01
234	92	0.0	1.10E-03	2.03E-02	6.12E-02	1.47E-01	3.80E-01	9.57E-01	1.62E+00	2.32E+00
233	91	0.0	2.92E-01	9.05E-01	1.12E+00	1.19E+00	1.15E+00	1.09E+00	1.04E+00	9.90E-01
233	92	0.0	3.89E-02	7.01E-01	1.98E+00	4.25E+00	8.83E+00	1.60E+01	2.11E+01	2.47E+01
232	90	8.90E+02	8.90E+02	8.88E+02	8.87E+02	8.84E+02	8.78E+02	8.68E+02	8.57E+02	8.47E+02
232	92	0.0	2.67E-06	1.16E-04	4.83E-04	1.59E-03	5.85E-03	1.96E-02	3.76E-02	5.75E-02
231	91	0.0	1.14E-03	6.45E-03	1.29E-02	2.29E-02	4.28E-02	7.45E-02	9.80E-02	1.15E-01

При этом полная потеря воды в стартовом состоянии сопровождается переходом ячейки в подкритическое состояние с $K_{\infty} = 0,93$ и характеризуется дальнейшим понижением K_{∞} по мере облучения.

Расчёты показывают следующее. Суммарная скорость делений R_f остается практически постоянной, что обусловлено постоянной мощностью энерговыделения $P = 211$ Вт/см. Основной вклад в скорость делений R_f вносит эпитепловая группа $0,625 \text{ эВ} \leq E \leq 5,53 \text{ кэВ}$. Изменение энергетического распределения нейтронов из-за изменения состава воды α повышает значение скорости делений в тепловой группе. При этом понижается скорость делений при $E \geq 5,5 \text{ кэВ}$.

При практически одинаковой скорости делений R_f плотность потока ϕ понижается со временем T в соответствии с изменением состава воды. Наибольший вклад в значение ϕ вносит группа с $5,53 \text{ кэВ} \leq E \leq 0,821 \text{ МэВ}$. По мере повышения

доли легкой воды в теплоносителе увеличивается доля тепловой группы в общем значении плотности потока ϕ при понижении вкладов остальных групп.

Радиационный захват нейтронов изотопами ^{232}Th и ^{240}Pu сопровождается наработкой беспороговых делящихся изотопов ^{233}U и ^{241}Pu соответственно, характеризующихся числом вторичных нейтронов ($\eta > 2$) на поглощенный нейтрон при любой энергии первичного нейтрона. То есть идет наработка изотопов, наиболее подходящих для ядерной энергетики. При этом видно, что при времени кампании $T_k \leq 3$ года скорость их наработки $R_{\gamma}(\text{Th}) + R_{\gamma}(^{240}\text{Pu})$ в плутониевом твэле превосходит скорость деления R_f всех тяжелых ядер. К сожалению, высокая скорость радиационного захвата $R_{\gamma}(^{239}\text{Pu})$ нейтронов ядрами основного изотопа ^{239}Pu в энергетическом плутонии ограничивает расширенное воспроизводство делящихся ядер ^{233}U и ^{241}Pu . Наиболее высокое значение скорости радиационного захвата нейтронов в резонансной

группе $0,625 \text{ эВ} \leq E \leq 5,53 \text{ кэВ}$ сопровождается повышенным отрицательным доплеровским коэффициентом реактивности, что облегчает управление реактором и повышает безопасность его работы.

Радиационный захват нейтронов нарабатываемыми осколками деления и ядрами тяжелых элементов определяет скорость потери нейтронов, которая растет по мере их наработки с течением времени облучения. Следует подчеркнуть, что отсутствие запаса реактивности и его нейтрализации поглотителями в рассматриваемом сценарии относительно работы современных тепловых реакторов значимо экономит нейтроны для воспроизводства активных изотопов в урановых твэлах и обеспечивает их расширенное воспроизводство в плутониевом твэле.

Эта нейтронная кинетика определяет изотопное преобразование в Th-U-Pu оксидном топливе, которое приведено в табл. 6 и 6А. Стартовая загрузка составляет 890 кг Th и 110 кг урана в урановых твэлах и ~860 кг Th и ~140 кг энергетического плутония в плутониевом твэле на тонну тя-

желого металла. Во время работы реактора идет выгорание стартовых изотопов с наработкой осколков деления в процессе деления ядер, изотопов с $A + 1$ в процессе радиационного захвата нейтронов с учетом α - и β -распадов нарабатываемых ядер. В табл. 6 и 6А приведено только удельное содержание (кг/т) изотопов актинидов, характеризующихся наиболее значимыми величинами, в зависимости от времени облучения. Следует подчеркнуть, что кампания $T_k = 4$ года может быть продолжена в соответствии с возможностью дальнейшего разбавления тяжелой воды легкой водой.

Во время кампании $T_k = 4$ года в урановых твэлах (табл. 6) произошло:

- понижение содержания ^{235}U с ~100 кг/т до ~50 кг/т;
- наработка изотопа ^{233}U в количестве 24,7 кг/т и ^{233}Pa в количестве 0,99 кг/т;
- наработка изотопов ^{234}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu ;
- наработка изотопов ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu ;
- понижение содержания ^{232}Th с ~890 кг/т до ~847 кг/т;

Таблица 6А

Удельное содержание [кг/т] в каналах стартовых изотопов энергетического плутония и Th, нарабатываемых на них актинидов и продуктов распада в зависимости от времени облучения

Изотопы		Время облучения, сутки, годы									
A	Z	0	10	50	100	0,5	1	2	3	4	
244	95	0.0	1.82E-05	9.37E-05	1.79E-04	2.97E-04	4.97E-04	7.72E-04	9.67E-04	1.13E-03	
244	96	0.0	1.38E-04	3.84E-03	1.49E-02	4.63E-02	1.58E-01	4.83E-01	8.72E-01	1.29E+00	
243	95	0.0	2.88E-02	1.46E-01	2.87E-01	4.99E-01	9.06E-01	1.54E+00	2.02E+00	2.40E+00	
243	96	0.0	2.54E-08	3.57E-06	2.64E-05	1.40E-04	8.31E-04	3.93E-03	8.46E-03	1.34E-02	
242	94	7.07E+00	7.06E+00	7.01E+00	6.96E+00	6.88E+00	6.74E+00	6.53E+00	6.41E+00	6.37E+00	
242	95	0.0	1.10E-05	5.85E-05	1.15E-04	2.02E-04	3.81E-04	6.91E-04	9.70E-04	1.23E-03	
242	96	0.0	5.17E-05	1.40E-03	5.24E-03	1.53E-02	4.66E-02	1.19E-01	1.88E-01	2.52E-01	
241	94	1.13E+01	1.14E+01	1.16E+01	1.19E+01	1.23E+01	1.30E+01	1.40E+01	1.45E+01	1.48E+01	
241	95	0.0	1.49E-02	7.39E-02	1.47E-01	2.64E-01	5.10E-01	9.49E-01	1.31E+00	1.59E+00	
240	94	3.36E+01	3.36E+01	3.37E+01	3.37E+01	3.38E+01	3.38E+01	3.32E+01	3.20E+01	3.02E+01	
239	94	8.66E+01	8.61E+01	8.42E+01	8.18E+01	7.80E+01	7.02E+01	5.66E+01	4.50E+01	3.50E+01	
238	92	0.0	3.41E-07	1.70E-06	3.41E-06	6.21E-06	1.24E-05	2.50E-05	3.84E-05	5.38E-05	
238	94	1.40E+00	1.40E+00	1.38E+00	1.36E+00	1.33E+00	1.26E+00	1.14E+00	1.03E+00	9.35E-01	
237	93	0.0	4.04E-08	2.50E-06	1.15E-05	3.98E-05	1.59E-04	6.39E-04	1.62E-03	3.41E-03	
236	92	0.0	9.58E-05	4.78E-04	9.56E-04	1.76E-03	3.80E-03	1.01E-02	2.15E-02	4.01E-02	
235	92	0.0	6.85E-05	5.19E-04	1.83E-03	6.36E-03	2.79E-02	1.18E-01	2.65E-01	4.60E-01	
234	92	0.0	9.09E-04	1.82E-02	5.52E-02	1.33E-01	3.45E-01	8.72E-01	1.48E+00	2.13E+00	
233	91	0.0	2.80E-01	8.69E-01	1.08E+00	1.14E+00	1.10E+00	1.05E+00	1.00E+00	9.45E-01	
233	92	0.0	3.74E-02	6.74E-01	1.91E+00	4.10E+00	8.56E+00	1.56E+01	2.08E+01	2.46E+01	
232	90	8.60E+02	8.60E+02	8.58E+02	8.57E+02	8.54E+02	8.49E+02	8.38E+02	8.28E+02	8.19E+02	
232	92	0.0	2.42E-06	1.04E-04	4.33E-04	1.42E-03	5.26E-03	1.78E-02	3.46E-02	5.36E-02	
231	91	0.0	1.15E-03	6.54E-03	1.31E-02	2.33E-02	4.37E-02	7.73E-02	1.03E-01	1.23E-01	

– понижение содержания изотопа ^{238}U с ~ 10 кг/т до $\sim 7,5$ кг/т;

– наработка других (приведенных в табл. 6 и опущенных) изотопов актинидных элементов и продуктов их распадов.

Более высокие делительные свойства ^{233}U относительно ^{235}U позволяют удерживать ячейку в критическом состоянии при наработке в два раза меньшего количества ^{233}U относительно выгорания ^{235}U , что экономит нейтроны, повышает вероятность выгорания пороговодящихся изотопов и создаёт условия для реализации Th-U-Pu топливного цикла.

Вместе с этим в плутониевом твэле (табл. 6А) произошло:

– понижение содержания ^{239}Pu с $\sim 86,6$ кг/т до ~ 35 кг/т;

– понижение содержания ^{240}Pu с $\sim 33,6$ кг/т до $\sim 30,2$ кг/т;

– повышение содержания ^{241}Pu с $\sim 11,3$ кг/т до $\sim 14,8$ кг/т;

– понижение содержания ^{242}Pu с $\sim 7,07$ кг/т до $\sim 6,37$ кг/т;

– понижение содержания ^{232}Th с ~ 860 кг/т до ~ 819 кг/т;

– наработка изотопа ^{233}U в количестве $\sim 24,6$ кг/т;

– наработка изотопа ^{233}Pa (распадающегося в ^{233}U) в $\sim 0,95$ кг/т;

– наработка других (приведенных в табл. 6А и опущенных) изотопов актинидных элементов и продуктов их распадов.

В два раза меньшее количество наработанного ^{233}U относительно выгорания ^{239}Pu при удержании ячейки в критическом состоянии экономит нейтроны, повышает вероятность выгорания пороговодящихся изотопов и создаёт условия для реализации Th-U-Pu топливного цикла.

В табл. 7 приведены удельные (кг/т) значения делений изотопов в зависимости от времени облучения. За время кампании $T_k = 4$ года в каждом из урановых твэлов:

– разделилось $36,11$ кг/т изотопа ^{235}U и $0,968$ кг/т изотопа ^{232}Th ;

– наработалось и разделилось $13,2$ кг/т изотопа ^{233}U , и $0,741$ кг/т изотопа ^{239}Pu ;

– наработались и разделились другие изотопы актинидов.

Таблица 7

Удельное содержание [кг/т] в урановых твэлах изотопов, испытавших деление, в зависимости от времени облучения

Изотопы		Время облучения, сутки, годы								
A	Z	0	10	50	100	0,5	1	2	3	4
241	94	0.0	5.92E-10	3.02E-07	4.35E-06	5.82E-05	7.54E-04	8.27E-03	3.05E-02	7.39E-02
240	94	0.0	3.15E-09	3.17E-07	2.31E-06	1.27E-05	8.36E-05	4.85E-04	1.25E-03	2.33E-03
239	94	0.0	2.88E-05	1.18E-03	5.00E-03	1.66E-02	6.28E-02	2.24E-01	4.54E-01	7.41E-01
238	92	0.0	3.18E-04	1.58E-03	3.14E-03	5.68E-03	1.11E-02	2.14E-02	3.09E-02	3.97E-02
238	93	0.0	1.12E-10	6.53E-08	6.89E-07	4.45E-06	3.26E-05	2.12E-04	5.91E-04	1.21E-03
238	94	0.0	2.87E-12	8.32E-09	1.84E-07	5.98E-06	9.49E-05	1.22E-03	4.97E-03	1.29E-02
237	93	0.0	2.95E-09	9.11E-07	8.69E-06	5.52E-05	4.06E-04	2.62E-03	7.29E-03	1.45E-02
336	92	0.0	7.58E-06	1.85E-04	7.19E-04	2.29E-03	8.43E-03	2.94E-02	5.92E-02	9.54E-02
235	92	0.0	3.51E-01	1.74E+00	3.43E+00	6.11E+00	1.16E+01	2.11E+01	2.92E+01	3.61E+01
234	92	0.0	6.61E-08	6.40E-06	4.04E-05	1.85E-04	9.86E-04	5.00E-03	1.28E-02	2.45E-02
233	91	0.0	7.44E-06	1.35E-04	3.88E-04	8.56E-04	1.89E-03	3.85E-03	5.71E-03	7.48E-03
233	92	0.0	9.46E-05	9.07E-03	5.46E-02	2.28E-01	1.01E+00	3.88E+00	8.05E+00	1.32E+01
232	90	0.0	6.90E-03	3.45E-02	6.87E-02	1.25E-01	2.49E-01	4.92E-01	7.32E-01	9.68E-01
232	92	0.0	2.29E-09	5.87E-07	5.00E-06	3.92E-05	3.04E-04	2.10E-03	6.15E-03	1.28E-02
231	91	0.0	6.42E-08	2.01E-06	8.17E-06	2.70E-05	1.03E-04	3.74E-04	7.67E-04	1.25E-03
сумма		0	0.35818	1.78483	3.56015	6.48638	12.94521	25.8006	38.5929	51.31608

Удельное содержание [кг/т] в плутониевом твэле изотопов, испытавших деление, в зависимости от времени облучения

Изотопы		Время облучения, сутки, годы								
A	Z	0	10	50	100	0,5	1	2	3	4
244	96	0.0	1.30E-08	1.93E-06	1.52E-05	8.84E-05	6.22E-04	3.99E-03	1.12E-02	2.27E-02
243	95	0.0	1.99E-06	5.15E-05	2.04E-04	6.62E-04	2.47E-03	8.73E-03	1.78E-02	2.88E-02
243	96	0.0	8.68E-11	6.41E-08	9.53E-07	9.42E-06	1.15E-04	1.14E-03	3.90E-03	8.82E-03
242	94	0.0	1.05E-03	5.22E-03	1.04E-02	1.87E-02	3.69E-02	7.17E-02	1.06E-01	1.39E-01
242	96	0.0	1.85E-09	2.71E-07	2.08E-06	1.15E-05	7.46E-05	4.17E-04	1.06E-03	1.97E-03
241	94	0.0	7.27E-02	3.69E-01	7.46E-01	1.38E+00	2.83E+00	5.89E+00	9.15E+00	1.26E+01
241	95	0.0	1.63E-06	4.03E-05	1.59E-04	5.23E-04	2.03E-03	7.65E-03	1.63E-02	2.74E-02
240	94	0.0	6.96E-03	3.46E-02	6.89E-02	1.25E-01	2.49E-01	4.91E-01	7.24E-01	9.42E-01
239	94	0.0	3.03E-01	1.52E+00	3.01E+00	5.38E+00	1.03E+01	1.88E+01	2.60E+01	3.23E+01
238	94	0.0	1.08E-03	5.30E-03	1.04E-02	1.86E-02	3.57E-02	6.62E-02	9.30E-02	1.16E-01
235	92	0.0	1.16E-07	3.62E-06	2.17E-05	1.26E-04	1.06E-03	8.91E-03	3.06E-02	7.27E-02
234	92	0.0	5.27E-08	5.77E-06	3.69E-05	1.70E-04	9.10E-04	4.63E-03	1.18E-02	2.28E-02
233	91	0.0	7.35E-06	1.34E-04	3.83E-04	8.43E-04	1.87E-03	3.79E-03	5.63E-03	7.37E-03
233	92	0.0	8.53E-05	8.14E-03	4.89E-02	2.04E-01	9.09E-01	3.49E+00	7.24E+00	1.19E+01
232	90	0.0	6.86E-03	3.43E-02	6.83E-02	1.24E-01	2.47E-01	4.88E-01	7.27E-01	9.61E-01
232	92	0.0	2.03E-09	5.14E-07	4.35E-06	3.50E-05	2.74E-04	1.89E-03	5.58E-03	1.17E-02
231	91	0.0	6.65E-08	2.08E-06	8.44E-06	2.79E-05	1.07E-04	3.92E-04	8.12E-04	1.33E-03
сумма		0	0.392	1.97187	3.96248	7.25163	14.56014	29.30096	44.15674	59.12582

Вместе с этим в плутониевом твэле (табл. 7А) произошло;

- разделилось ^{239}Pu 32,3 кг/т, ^{240}Pu 0,942 кг/т, ^{241}Pu 12,6 кг/т, ^{242}Pu 0,139 кг/т, ^{238}Pu 0,116 кг/т;
- разделилось 0,961 кг/т изотопа ^{232}Th ;
- наработалось и разделилось 11,9 кг/т изотопа ^{233}U ;
- наработались и разделились другие изотопы актинидов.

Всего разделилось 51,3 кг/т изотопов тяжелых элементов в каждом из урановых твэлов и 59,1 кг/т изотопов тяжелых элементов в плутониевом твэле. С целью выравнивания энерговыделения в урановом и плутониевом твэлах целесообразно понизить стартовую загрузку плутония, повысив стартовую загрузку урана, что дополнительно понизит значение реактивности ячейки при потере теплоносителя.

Основной вклад в количество разделившихся ядер внесли изотопы ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu и нарабатываемый изотоп ^{233}U . Представляется значимым деление тория. Все разделившиеся изотопы представляют собой утилизацию тяжелых элементов с извлечением энергии деления и нейтронов деления, то есть целевое их использование для произ-

водства энергии и наработки изотопов ^{233}U и ^{241}Pu .

В табл. 8 и 8А приведены удельные (кг/т) значения изотопов, испытавших радиационный захват. За время кампании $T_k = 4$ года в каждом из урановых твэлов (табл. 8) радиационный захват испытали:

- 41,7 кг/т изотопа ^{232}Th ;
- 2,06 кг/т изотопа ^{233}U ;
- 0,88 кг/т изотопа ^{233}Pa ;
- 0,62 кг/т изотопа ^{234}U ;
- 14,5 кг/т изотопа ^{235}U ;
- 1,94 кг/т изотопа ^{236}U ;
- 0,50 кг/т изотопа ^{237}Np ;
- 2,47 кг/т изотопа ^{238}U ;
- 0,47 кг/т изотопа ^{239}Pu ;
- 0,30 кг/т изотопа ^{240}Pu .

Всего испытало радиационный захват ~65,5 кг/т изотопов тяжелых элементов. Из них ~44,8 кг/т (на ^{232}Th , ^{238}U , ^{234}U) закончилось наработкой делящихся изотопов ^{233}U , ^{239}Pu , ^{235}U . Радиационный захват нейтронов ^{233}U в количестве ~2,06 кг/т, ^{233}Pa в количестве ~0,88 кг/т, ^{235}U в количестве ~14,5 кг/т, ^{239}Pu в количестве ~0,47 кг/т закончился не только потерей нейтрона, но и потерей активных изотопов урана и плутония.

Удельное содержание [кг/т] в урановых твэлах изотопов, испытавших радиационный захват нейтронов, в зависимости от времени облучения

Изотопы		Время облучения, сутки, годы								
A	Z	0	10	50	100	0,5	1	2	3	4
243	95	0.0	3.30E-16	4.66E-12	2.62E-10	1.08E-08	5.94E-07	3.08E-05	2.67E-04	1.10E-03
242	94	0.0	2.25E-13	5.65E-10	1.60E-08	3.87E-07	1.03E-05	2.85E-04	1.56E-03	4.98E-03
241	94	0.0	1.64E-10	8.44E-08	1.22E-06	1.72E-05	2.24E-04	2.48E-03	9.21E-03	2.26E-02
241	95	0.0	2.15E-13	5.41E-10	1.53E-08	2.72E-07	6.81E-06	2.09E-04	1.14E-03	3.57E-03
240	94	0.0	4.43E-07	4.40E-05	3.19E-04	1.72E-03	1.11E-02	6.27E-02	1.60E-01	3.00E-01
239	93	0.0	2.55E-05	1.72E-04	3.51E-04	6.39E-04	1.24E-03	2.31E-03	3.29E-03	4.17E-03
239	94	0.0	1.84E-05	7.48E-04	3.17E-03	1.05E-02	3.99E-02	1.42E-01	2.88E-01	4.67E-01
238	92	0.0	1.98E-02	9.90E-02	1.97E-01	3.57E-01	6.96E-01	1.33E+00	1.92E+00	2.47E+00
238	94	0.0	1.57E-11	4.75E-08	1.07E-06	1.75E-05	2.72E-04	3.55E-03	1.50E-02	4.04E-02
237	92	0.0	2.22E-07	1.25E-05	5.64E-05	1.87E-04	6.70E-04	2.17E-03	4.14E-03	6.44E-03
237	93	0.0	1.11E-07	3.41E-05	3.24E-04	2.02E-03	1.46E-02	9.22E-02	2.54E-01	5.04E-01
236	92	0.0	2.14E-04	5.15E-03	1.96E-02	6.03E-02	2.08E-01	6.65E-01	1.26E+00	1.94E+00
235	92	0.0	1.42E-01	7.01E-01	1.38E+00	2.46E+00	4.68E+00	8.51E+00	1.17E+01	1.45E+01
234	92	0.0	2.29E-06	2.18E-04	1.36E-03	5.99E-03	3.02E-02	1.42E-01	3.38E-01	6.20E-01
233	90	0.0	4.30E-06	2.14E-05	4.23E-05	7.61E-05	1.48E-04	2.84E-04	4.16E-04	5.49E-04
233	91	0.0	1.05E-03	1.87E-02	5.26E-02	1.14E-01	2.43E-01	4.75E-01	6.86E-01	8.83E-01
233	92	0.0	1.55E-05	1.48E-03	8.90E-03	3.69E-02	1.63E-01	6.17E-01	1.27E+00	2.06E+00
232	90	0.0	3.31E-01	1.63E+00	3.21E+00	5.79E+00	1.14E+01	2.19E+01	3.21E+01	4.17E+01
232	92	0.0	2.50E-09	6.58E-07	5.70E-06	1.88E-05	1.20E-04	7.99E-04	2.33E-03	4.85E-03
231	91	0.0	3.95E-06	1.24E-04	5.04E-04	1.65E-03	6.23E-03	2.23E-02	4.57E-02	7.47E-02
сумма		0	0.49392	2.45629	4.87404	8.84114	17.43899	33.99962	50.0371	65.53244

Таблица 8А

Удельное содержание [кг/т] в плутониевых твэлах изотопов, испытавших радиационный захват нейтронов, в зависимости от времени облучения

Изотопы		Время облучения [сутки, годы]								
A	Z	0	10	50	100	0,5	1	2	3	4
244	96	0.0	1.85E-07	2.70E-05	2.14E-04	1.24E-03	8.72E-03	5.64E-02	1.61E-01	3.26E-01
243	95	0.0	1.55E-04	3.95E-03	1.53E-02	4.80E-02	1.69E-01	5.56E-01	1.08E+00	1.71E+00
243	96	0.0	1.26E-11	9.35E-09	1.40E-07	1.38E-06	1.59E-05	1.57E-04	5.41E-04	1.22E-03
242	94	0.0	2.97E-02	1.50E-01	3.02E-01	5.47E-01	1.07E+00	2.10E+00	3.11E+00	4.12E+00
242	96	0.0	2.54E-08	3.63E-06	2.74E-05	1.51E-04	9.63E-04	5.25E-03	1.30E-02	2.38E-02
241	94	0.0	1.97E-02	1.00E-01	2.03E-01	3.77E-01	7.76E-01	1.63E+00	2.55E+00	3.54E+00
241	95	0.0	6.32E-05	1.56E-03	6.14E-03	1.99E-02	7.55E-02	2.80E-01	5.96E-01	1.01E+00
240	94	0.0	1.62E-01	8.18E-01	1.64E+00	2.97E+00	5.83E+00	1.14E+01	1.68E+01	2.22E+01
239	94	0.0	1.84E-01	9.18E-01	1.82E+00	3.26E+00	6.22E+00	1.14E+01	1.59E+01	1.97E+01
238	94	0.0	2.75E-03	1.36E-02	2.70E-02	4.85E-02	9.36E-02	1.76E-01	2.50E-01	3.18E-01
237	92	0.0	7.69E-11	4.74E-09	2.19E-08	7.55E-08	3.02E-07	1.30E-06	3.47E-06	7.73E-06
236	92	0.0	1.49E-07	3.63E-06	1.40E-05	4.48E-05	1.73E-04	7.39E-04	1.96E-03	4.25E-03
235	92	0.0	5.07E-08	1.57E-06	9.39E-06	5.45E-05	4.58E-04	3.85E-03	1.31E-02	3.08E-02
234	92	0.0	1.78E-06	1.92E-04	1.20E-03	5.35E-03	2.71E-02	1.26E-01	3.02E-01	5.55E-01
233	91	0.0	9.64E-04	1.72E-02	4.83E-02	1.04E-01	2.23E-01	4.33E-01	6.24E-01	8.00E-01
233	92	0.0	1.43E-05	1.36E-03	8.15E-03	3.38E-02	1.49E-01	5.66E-01	1.16E+00	1.90E+00
232	90	0.0	3.18E-01	1.56E+00	3.08E+00	5.56E+00	1.09E+01	2.10E+01	3.07E+01	3.99E+01
232	92	0.0	1.97E-09	5.10E-07	4.37E-06	1.59E-05	1.05E-04	7.05E-04	2.07E-03	4.31E-03
231	91	0.0	3.58E-06	1.11E-04	4.50E-04	1.47E-03	5.59E-03	2.02E-02	4.18E-02	6.90E-02
сумма		0	0.71718	3.58855	7.15278	12.97463	25.54714	49.75845	73.2564	96.1817

Вместе с этим в плутониевом твэле (табл. 8А) испытало радиационный захват:

- 39,9 кг/т изотопа ^{232}Th ;
- 1,9 кг/т изотопа ^{233}U ;
- 0,80 кг/т изотопа ^{233}Pa ;
- 0,56 кг/т изотопа ^{234}U ;
- 0,32 кг/т изотопа ^{238}Pu ;
- 19,7 кг/т изотопа ^{239}Pu ;
- 22,2 кг/т изотопа ^{240}Pu ;
- 3,54 кг/т изотопа ^{241}Pu ;
- 4,12 кг/т изотопа ^{242}Pu ;
- 1,0 кг/т изотопа ^{241}Am ;
- 1,7 кг/т изотопа ^{243}Am .

Всего испытало радиационный захват ~96,2 кг/т изотопов тяжелых элементов. Из них ~63,0 кг/т (на ^{232}Th , ^{234}U , ^{238}Pu , ^{240}Pu) закончилось наработкой активных изотопов ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , являющихся делящимися изотопами. Радиационный захват нейтронов ^{233}U в количестве ~1,90 кг/т, ^{233}Pa в количестве ~0,80 кг/т, ^{239}Pu в количестве ~19,7 кг/т, ^{241}Pu в количестве ~3,54 кг/т закончился не только потерей нейтрона, но и потерей активных изотопов урана и плутония.

Ещё раз подчеркнём, что поглощение нейтронов изотопами ^{232}Th и ^{240}Pu с наработкой ^{233}U и ^{241}Pu является наиболее эффективным их использованием, повышающим качество ядерного топлива.

В заключение отметим, что имеется несколько возможностей дальнейшей утилизации высокообогащённого урана и энергетического плутония:

– продолжение кампании с последующим разбавлением тяжелой воды легкой водой (открытый топливный цикл);

– выделение урана, нептуния и плутония из облученного топлива урановых твэлов после $T_k = 4$ года и их загрузка с торием и некоторой добавкой высокообогащённого урана в урановые твэлы; выделение урана и плутония из плутониевого твэла с дальнейшим использованием урана в замкнутом торий-урановом топливном цикле, а выделенного плутония с добавкой энергетического плутония и тория – в плутониевых твэлах (замкнутый топливный цикл).

Использование наработываемого урана в замкнутом торий-урановом топливном цикле рассмотрено в статье [1], а рециклирование высокообогащённого урана в урановых твэлах и энергетического плутония в плутониевых твэлах рассмотрено ниже.

6. Утилизация высокообогащённого урана и энергетического плутония при их рециклировании

Наиболее быстрый и, по-видимому, наиболее безопасный и эффективный путь утилизации высокообогащённого урана и энергетического плутония заключается в их рециклировании в Th-U-Pu оксидном топливе с извлечением наработываемого урана из плутониевого твэла (для запуска Th-U топливного цикла) с его дополнением энергетическим плутонием и торием, дополнением урановых твэлов высокообогащённым ураном и торием для обеспечения критического состояния всей ячейки.

Ниже приведены результаты расчёта цикла из четырех итераций. Общая картина изменения изотопного состава одной тонны Th-U-Pu топлива в урановых твэлах в течение пяти кампаний представлена на рис. 6. В начале каждой кампании топливо состоит из урана, нептуния и плутония предыдущей кампании с добавлением тория и высокообогащённого урана. В течение каждой кампании выгорает Th, ^{235}U , ^{238}U , накапливаются изотопы ^{233}U , ^{234}U , ^{236}U , ^{237}Np , происходит изменение изотопного состава плутония, накапливаются осколки деления. В этих твэлах реализуется Th-U-Pu топливный цикл с подпиткой высокообогащённым ураном по мере необходимости. При этом ядра сырьевого изотопа Th испытывают деление на стадиях последовательного прохождения ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , что обуславливает их глубокую трансмутацию.

Общая картина изменения изотопного состава одной тонны Th-U-Pu топлива в плутониевом твэле в течение пяти кампаний представлена на рис. 7. После каждой кампании из плутониевого твэла извлекаются изотопы урана (для запуска замкнутого Th-U топливного цикла), продукты деления, все актиниды и продукты их распада, а к оставшемуся плутонию добавляется торий и энергетический плутоний. Изотопное преобразование плутония происходит с уменьшением содержания ^{239}Pu и возрастанием содержания остальных изотопов: ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu . Представляется важным отметить вовлечение ^{241}Pu и ^{233}U в производство энергии и нейтронов.

В табл. 9 охарактеризован материальный баланс пяти кампаний и представлены следующие значения в кг на тонну тяжелого металла:

- количество тория в начале и конце кампании;

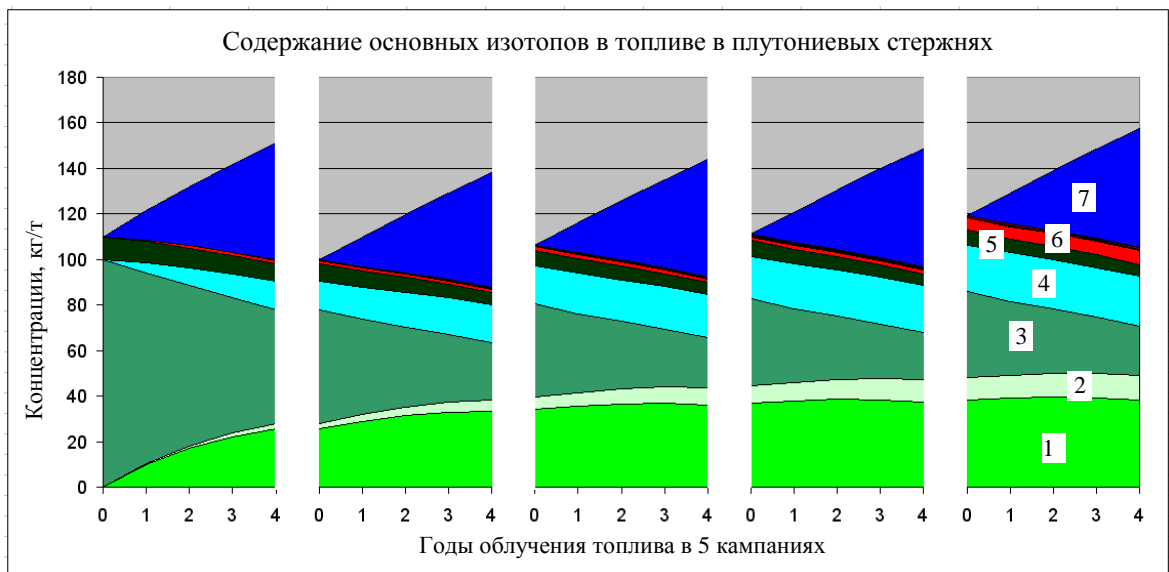


Рис. 6. Изменение содержания тория, продуктов деления, изотопов урана, плутония в каждой из пяти кампаний в урановых твэлах: 1 – ^{233}U , 2 – ^{234}U , 3 – ^{235}U , 4 – ^{236}U , 5 – ^{238}U , 6 – ^{239}Pu , 7 – осколки деления

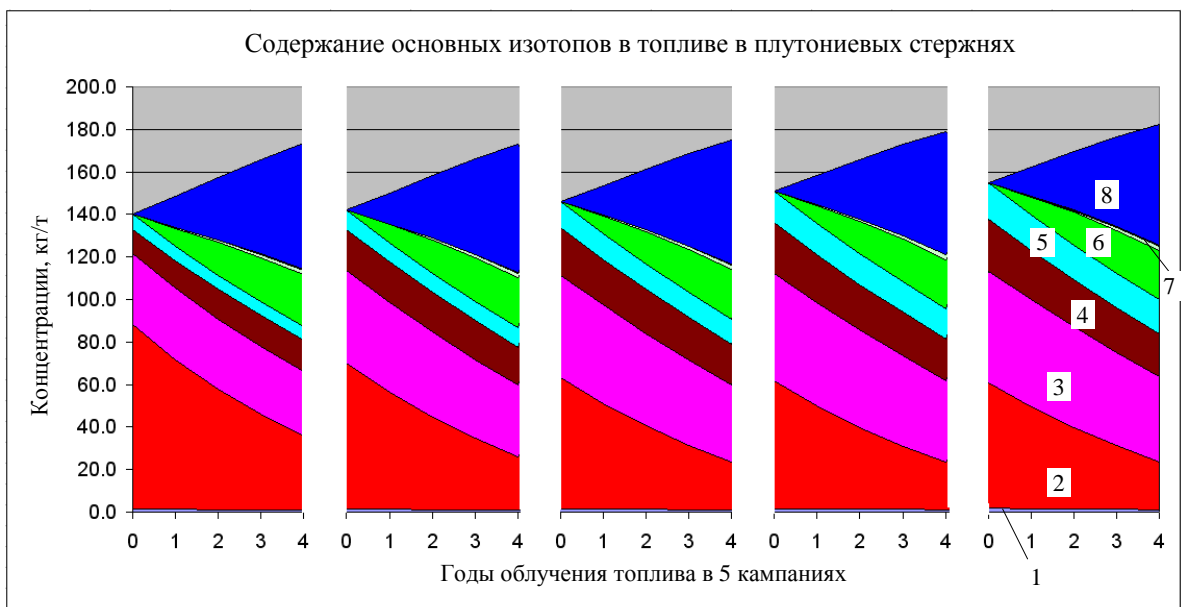


Рис. 7. Изменение содержания тория, продуктов деления, изотопов урана, плутония в каждой из пяти кампаний в плутониевом твэле: 1 – ^{238}Pu , 2 – ^{239}Pu , 3 – ^{240}Pu , 4 – ^{241}Pu , 5 – ^{242}Pu , 6 – ^{233}U , 7 – ^{234}U , 8 – осколки деления

– количество урана, нептуния и плутония в урановых твэлах и плутония в плутониевом твэле в начале и конце каждой кампании вместе с наработанным ураном;

– количество добавляемого высокообогащённого урана в урановых твэлах и энергетического плутония в плутониевом твэле;

– количество ^{233}U , накопленного в урановых твэлах и изъятых из плутониевого твэла (при этом дополнительно извлекаются и другие наработанные изотопы урана);

– общее количество разделившихся ядер и по ряду изотопов.

Общий баланс на тонну тяжелого металла в пяти кампаниях в урановых твэлах выглядит следующим образом:

– потратили $51 + 33 + 34 + 33 + 56 = 207$ кг/т тория;

– потратили ~ 160 кг/т высокообогащённого урана;

– всего сожжено реакцией деления ~ 257 кг/т изотопов тяжёлых элементов;

– сожжено реакцией деления $\sim 138,6$ кг/т изотопа ^{233}U , $\sim 100,6$ кг/т изотопа ^{235}U , $\sim 4,86$ кг/т тория;

– стартовая загрузка тория – 890 кг/т, а остаток тория ~ 834 кг/т;

Материальный баланс, кг/т

Каналы	Кампании	²³² Th		Ураны + трансураны		Добавлено ²³⁵ U _{0,9} ²³⁸ U _{0,1}	Накopiлено ²³³ U	Разделилось					
		нач	кон	нач	кон			всего	²³⁵ U	²³³ U	²³⁹ Pu	²⁴¹ Pu	²³² Th
У Р А Н	старт	890	847	110,0	101,8		24,7	51,31	36,10	13,20	0,74	0,07	0,97
	1	898	856	101,8	93,7		33,1	50,65	19,30	28,10	1,36	0,38	0,99
	2	889	848	111,2	101,1	17,6	36,1	51,53	15,90	31,80	1,50	0,54	0,97
	3	882	841	118,4	107,5	17,6	37,5	51,80	14,70	32,70	1,71	0,63	0,97
	4	874	834	125,8	113,8	18,7	38,2	52,24	14,60	32,80	1,90	0,71	0,97
	Σ					53,9		257,53	100,60	138,60	7,21	2,34	4,86
		²³² Th		Pu*(энер)		Добавлено Pu(энер)	Изято ²³³ U	Разделилось					
		нач	кон	нач	кон			всего	²³⁵ U	²³³ U	²³⁹ Pu	²⁴¹ Pu	²³² Th
П Л У Т О Н И Й	старт	860	819	140	121,1		24,6	59,13	0,07	11,90	32,30	12,60	0,96
	1	858	818	142	120,8	54,7	23,7	60,23	0,07	12,00	27,50	18,10	0,97
	2	854	815	146	125,2	59,5	23,5	58,44	0,06	11,60	24,40	19,70	0,96
	3	849	810	151	130,6	60,3	23,4	57,87	0,06	11,30	23,50	20,20	0,96
	4	845	806	155	135,2	59,5	23,3	57,00	0,06	11,00	22,90	20,10	0,95
		Σ					234,0	118,5	292,67	0,32	57,80	130,60	90,70

Примечание. Позиция «Pu*(энер) – кон» учитывает включение и наработанного урана.

– стартовая загрузка урана – 110 кг/т, а остаток ~113,8 кг/т урана (в том числе ~38,2 кг/т изотопа ²³³U) и изотопов более высоких элементов.

Делению в основном подвергались изотопы ²³⁵U, ²³³U, ²³⁹Pu, ²⁴¹Pu, ²³²Th. При этом с ростом итерации вклад в деление ²³⁵U понижается, а ²³³U, ²³⁹Pu, ²⁴¹Pu повышается при практически постоянном вкладе ²³²Th. Подключение деления изотопов ²³³U, ²³⁹Pu, ²⁴¹Pu качественно повышает эффективность утилизации высокообогащенного урана. На этой стадии в урановых твэлах реализуется Th-U-Pu топливный цикл с высокой эффективностью утилизации реакцией деления тяжёлых ядер.

Общий баланс на тонну тяжелого металла в пяти кампаниях в плутониевом твэле выглядит следующим образом:

– потратили 39 + 36 + 34 + 35 + 54 = 198 кг/т тория;

– потратили 234 кг/т энергетического плутония;

– сожжено реакцией деления ~293 кг/т изотопов тяжёлых элементов;

– при этом сожжено реакцией деления ~57,8 кг/т изотопа ²³³U, ~130,6 кг/т изотопа ²³⁹Pu, ~90,7 кг/т изотопа ²⁴¹Pu, ~4,79 кг/т тория;

– наработано и извлечено ~119 кг/т изотопа ²³³U (при этом дополнительно извлекаются и другие наработанные изотопы урана);

– стартовая загрузка тория – 860 кг/т, а остаток тория ~806 кг/т;

– стартовая загрузка плутония – 140 кг/т, а остаток ~135 кг/т плутония с измененным изотопным составом и наработанным ураном.

Делению, в основном, подвергались изотопы ²³⁹Pu, ²⁴¹Pu, ²³³U, ²³²Th. При этом с ростом итерации вклад в деление ²³⁹Pu понижается, а ²⁴¹Pu – повышается при практически постоянных вкладах ²³³U и ²³²Th. Подключение деления изотопов ²⁴¹Pu, ²³³U качественно повышает эффективность утилизации энергетического плутония. Возможно продолжение этого рециклирования Th-Pu топлива с наработкой изотопа ²³³U.

В обоих типах твэлов в нарабатываемом уране наряду с ²³³U нарабатывается и ²³²U, радиоактивный ряд которого представляет серьезную [5] радиологическую опасность. Нароботка ²³²U осуществляется, в основном, (*n, 2n*)-реакцией на ²³²Th и последующим радиационным захватом нейтронов ²³¹Pa. В реакторах с тесной решеткой содержание ²³²U в ²³³U может достигать ~0,2 % и более. Это представляется серьезным технологическим барьером на пути хищений таким образом наработанного ²³³U. Однако в заводских условиях эти трудности могут быть преодолены. В рециклируемом тории, как следствие распада ²³²U, 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 высокообогащённый уран теряет своё оружейное качество из-за нарабатываемых чётных изотопов урана, в том числе ^{232}U . Повышение доли чётных 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 её технологической защитой.

При возможности изготовления Th-U-Pu оксидного топлива из одной части энергетического плутония, двух частей высокообогащённого урана, примеси других актинидов при преобладающей доли тория, по-видимому, целесообразно его прямое использование.

Следует отметить, что наличие утечки нейтронов с поверхности реактора может повлиять на численные значения в приведённом выше материальном балансе, но не изменит качественных выводов. При этом для повышения воспроизводства ^{233}U целесообразно использование ториевого blankets.

Итак, в реакторах типа ВВЭР возможна эффективная совместная утилизация высокообогащённого урана и энергетического плутония с использованием Th-U-Pu оксидного топлива, тяжелой воды и ее разбавления легкой водой. При этом обеспечивается безопасное управление реактором, отсутствует пустотный эффект и реализуется:

- глубокое выгорание стартовых изотопов, ^{235}U и ^{239}Pu ;
- вовлечение ^{241}Pu в выгорание реакцией деления;
- эффективная утилизация тория делением и наработкой изотопа ^{233}U ;
- подключение деления нарабатываемого изотопа ^{233}U по мере его наработки в каждой кампании;
- эффективная наработка изотопа ^{233}U для запуска замкнутого торий-уранового топливного цикла.

Рассмотренный способ утилизации энергетического плутония освобождает отработавшее топливо от плутония, а ядерную энергетику – от изотопа ^{239}Pu , характеризующегося не подходящей для реакторов энергетической зависимостью сечения деления при $E \leq 2$ МэВ. Рассмотренный способ утилизации высокообогащённого урана представляется наиболее разумным.

Еще раз отметим, что большое ($\geq 0,2$ %) содержание ^{232}U в нарабатываемом ^{233}U является существенным технологическим барьером на пути использования такого (топливного) ^{233}U в качестве оружейного материала.

Заключение

В заключение подчеркнем основные результаты выполненной работы.

1. Предложен эффективный и безопасный способ совместной утилизации высокообогащённого 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. В два раза меньшее количество нарабатываемого ^{233}U относительно выгорающих ^{235}U и ^{239}Pu при удержании ячейки в критическом состоянии экономит нейтроны, повышает вероятность выгорания пороговеделящихся изотопов и создаёт условия для реализации Th-U-Pu топливного цикла.

2. Управление реактором с помощью изменения энергетического распределения нейтронов путем изменения состава воды оптимизирует нейтронную кинетику и изотопное преобразование в Th-U-Pu оксидном топливе. Рассмотрен вариант совместного рециклирования в пяти кампаниях высокообогащённого урана и энергетического плутония с торием.

Общий баланс на тонну тяжелого металла в пяти кампаниях в урановых твэлах выглядит следующим образом:

- потратили $51 + 33 + 34 + 33 + 56 = 207$ кг/т тория;
- потратили ~ 160 кг/т высокообогащённого урана;
- всего сожжено реакцией деления ~ 257 кг/т изотопов тяжёлых элементов;
- сожжено реакцией деления $\sim 138,6$ кг/т изотопа ^{233}U , $\sim 100,6$ кг/т изотопа ^{235}U , $\sim 4,86$ кг/т тория;
- стартовая загрузка тория – 890 кг/т, а остаток тория ~ 834 кг/т;
- стартовая загрузка урана – 110 кг/т, а остаток $\sim 113,8$ кг/т урана (в том числе $\sim 38,2$ кг/т изотопа ^{233}U) и изотопов более высоких элементов.

Общий баланс на тонну тяжелого металла в этих же кампаниях в плутониевом твэле выглядит следующим образом:

– потратили $39 + 36 + 34 + 35 + 54 = 198$ кг/т тория;

– потратили 234 кг/т энергетического плутония;
– сожжено реакцией деления ~ 293 кг/т изотопов тяжёлых элементов;

– при этом сожжено реакцией деления $\sim 57,8$ кг/т изотопа ^{233}U , $\sim 130,6$ кг/т изотопа ^{239}Pu , $\sim 90,7$ кг/т изотопа ^{241}Pu , $\sim 4,79$ кг/т тория;

– наработано и извлечено ~ 119 кг/т изотопа ^{233}U (при этом дополнительно извлекаются и другие наработанные изотопы урана);

– стартовая загрузка тория – 860 кг/т, а остаток тория ~ 806 кг/т;

– стартовая загрузка плутония – 140 кг/т, а остаток ~ 135 кг/т плутония с измененным изотопным составом и наработанным ураном.

Наличие утечки нейтронов с поверхности реактора может повлиять на численные значения в приведённом выше материальном балансе, но не изменит качественных выводов. При этом для повышения воспроизводства ^{233}U , по-видимому, целесообразно использование ториевого blankets.

3. Предложенный способ совместной утилизации высокообогащённого урана и энергетического плутония характеризуется:

– эффективным использованием энергетического и нейтронного потенциалов тория, высокообогащённого урана и энергетического плутония;

– освобождением отработавшего топлива от плутония (упрощает обращение с отходами, устраняет опасность распространения плутония), а ядерную энергетику – от изотопа ^{239}Pu в качестве основного делящегося изотопа;

– наработкой изотопа ^{233}U для замкнутого торий-уран-плутониевого топливного цикла и устранением плутония из ядерной энергетики.

4. Высокая интенсивность (~ 70 %) радиационного захвата нейтронов с энергией в резонансной области, более высокие значения чисел запаздывающих нейтронов деления изотопов урана, задержка воспроизводства изотопа ^{233}U из-за большого периода полураспада (~ 27 суток) ^{233}Pa облегчают управление реактором.

5. Обращено внимание на не подходящую для ядерной энергетики энергетическую зависимость при $E \leq 2$ МэВ сечения деления изотопа ^{239}Pu , осложняющую обеспечение безопасности эксплуатации быстрых реакторов с использованием плутония и металлического теплоносителя. При совместной утилизации высокообогащённого урана

и энергетического плутония в реакторах типа ВВЭР с торий-урановым и торий-плутониевым оксидным топливом и использованием тяжелой воды с разбавлением легкой водой возможно полное устранение положительного пустотного эффекта.

6. В предложенном способе утилизации высокообогащённого урана и энергетического плутония с наработкой ^{233}U имеет место технологический барьер (в виде наработки ^{232}U , радиоактивный ряд которого характеризуется высокой радиологической опасностью) на пути использования нарабатываемого (топливного) урана для изготовления ядерных взрывных устройств. Повышение доли чётных изотопов плутония в плутониевых твэлах понижает привлекательность плутония для изготовления взрывных устройств.

Авторы выражают благодарность Ю. В. Фроловой за помощь при проведении расчетов.

Список литературы

1. Маршалкин В. Е., Повышев В. М. Расширенное воспроизводство ^{233}U в торий-урановом топливном цикле в реакторах типа ВВЭР с использованием тяжелой воды // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2013, вып. 3, с. 12–29.

2. Calculation of the isotopic composition, crosssections 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.

3. 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.

4. Физические величины. Справочник / Под ред. И. С. Григорьева, Е. З. Мейлихова. – М.: Энергоатомиздат, 1991.

5. Матвеев Л. В., Центер Э. М. Уран-232 и его влияние на радиационную обстановку в ядерном топливном цикле. – М.: Энергоатомиздат, 1985.

Контактная информация –

Маршалкин Василий Ермолаевич,
ведущий научный сотрудник ИТМФ,
РФЯЦ-ВНИИЭФ,
тел.: (831 30) 2-86-52,
e-mail: marshalkin@vniief.ru

Статья поступила в редакцию 10.06.2014.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2014, вып. 3, с. 42–60.