

РАСШИРЕННОЕ ВОСПРОИЗВОДСТВО ^{233}U В ТОРИЙ-УРАНОВОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ В РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТЯЖЕЛОЙ ВОДЫ

В. Е. Маршалкин, В. М. Повышев

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

Предложен способ обеспечения оптимальной нейтронной кинетики и эффективного изотопного преобразования в ^{233}U - ^{232}Th оксидном топливе водо-водяного реактора с изменяющимся составом (D_2O ; H_2O) воды, обеспечивающий расширенное воспроизводство изотопов ^{233}U , ^{235}U и характеризующийся сравнительно простой реализацией.

Ключевые слова: кинетика реакторов, водо-водяные реакторы с легкой водой, водо-водяные реакторы с тяжелой водой, водо-водяные реакторы со смесью легкой и тяжелой воды, оксидное ядерное топливо, расширенное воспроизводство топлива.

BREEDING OF ^{233}U IN A THORIUM-URANIUM FUEL CYCLE IN WWPR REACTORS EMPLOYING HEAVY WATER / V. E. MARSHALKIN, V. M. POVYSHEV // We propose a method for securing optimal neutron kinetics and efficient isotope conversion into ^{233}U , ^{232}Th oxide fuel of WWPR with variable water composition (D_2O ; H_2O) supplying breeding of isotopes ^{233}U , ^{235}U and characterized by comparatively simple implementation.

Key words: reactors kinetics, water- water reactors with light water, water-water reactors with heavy water, water-water reactors with light-and-heavy water mixture, oxide nuclear fuel, fuel breeding.

В настоящее время водо-водяные реакторы с легкой водой (ВВЭР, PWR, BWR) и тяжелой водой (PHWR) являются наиболее совершенными, безопасными и распространенными в мире. Они работают на уран-урановом оксидном топливе с наработкой плутония в открытом топливном цикле. При этом результаты их работы характеризуются низкой эффективностью использования добываемого урана, наработкой высокоактивных (отработавшее топливо) отходов с долгоживущей актиноидной активностью, наработкой сравнительно большого (~1 % тяжелого металла) количества плутония, которое постоянно накапливается и вызывает тревогу с точки зрения потенциально возможного распространения расщепляющихся материалов для изготовления ядерных взрывных устройств большой разрушительной мощности.

Решение этих и других проблем современной ядерной энергетики связывается с использованием реакторов на быстрых нейтронах, при работе которых обеспечивается расширенное воспроизводство активных изотопов плутония и, соответственно, целесообразность замыкания уран-плуто-

ниевого топливного цикла. При этом реакцией деления ядер может быть сожжена подавляющая часть добываемого урана, что на два порядка повысило бы топливный ресурс, соответственно понизило бы актиноидный компонент в радиоактивных отходах, прекратило бы накопление плутония. Однако полувековые усилия нескольких поколений специалистов в ведущих ядерных странах по созданию реактора на быстрых нейтронах, работающего в замкнутом уран-плутониевом топливном цикле, успехом не увенчались. Из-за трудностей в обеспечении безопасной работы закрыт «Суперфеникс», остановлены реакторы в Японии, в США не снят запрет на государственное финансирование разработок быстрых реакторов. Советские реакторы БН-350 и БН-600 работали (а БН-600 продолжает работать) на высокообогащенном уране, а не на МОХ-топливе, и таким образом, не полностью оправдали свое предназначение.

Этот отрицательный исторический опыт с разработкой реакторов на быстрых нейтронах и замыканием уран-плутониевого топливного цикла вынуждает вернуться к исследованиям возможно-

стей реализации замкнутого торий-уранового топливного цикла. Вдохновляющим аргументом целесообразности исследований в этом направлении являются создание, работа и результаты переработки отработавшего оксидного U-Th топлива реактора LWBR в Шиппингпорте [1]. Экспериментально показаны возможности:

– достижения расширенного воспроизводства ^{233}U в U-Th топливе;

– использования обычной воды в качестве теплоносителя;

– радиохимической переработки облученного топлива с выделением урана, содержащего радиологически опасный изотоп ^{232}U .

1. Предпосылки целесообразности исследований замкнутого торий-уранового топливного цикла

Предложение о наработке ^{233}U для оружия, а затем и для реакторного топлива, возникло практически одновременно [2] с предложением о наработке ^{239}Pu . Однако возможности наработки ^{239}Pu и ^{233}U оказались качественно разными. Наличие в природном уране ~0,7 % изотопа ^{235}U , делящегося нейтронами любой энергии, и отсутствие подобного изотопа в тории предопределило выбор в пользу наработки оружейного плутония. В письме [2] И. В. Курчатова министру среднего машиностроения СССР не отвергается наработка изотопа ^{233}U на тории для оружия и для ядерной энергетики, но в соответствии с ограниченными возможностями того (1953 г.) времени предпочтение отдается наработке плутония и предлагается сосредоточить усилия на работе с ураном, а не с торием. Решение научных, технических, технологических проблем, в том числе создание реакторов-наработчиков плутония и технологий выделения металлического плутония, предопределили развитие мирной ядерной энергетики в уран-плутониевом топливном цикле.

За прошедшие полвека мирная ядерная энергетика адаптировала реакторы-наработчики оружейного плутония для производства энергии, но так и не сумела внедрить замкнутый уран-плутониевый топливный цикл, несмотря на огромные финансовые вложения и усилия многих специалистов. Вместе с этим ядерная энергетика наработала большое (~200 т в России) количество реакторного плутония, который может быть использован для наработки изотопа ^{233}U на тории и переводе энергетики на замкнутый торий-урановый топ-

ливный цикл. Таким образом, снята проблема, затормозившая его развитие в 50-е годы прошлого столетия.

Необходимым условием возможности замыкания топливного цикла является обеспечение расширенного воспроизводства делящихся ядер, что, в первую очередь, определяется числом η вторичных нейтронов деления ядер на поглощенный нейтрон этими ядрами

$$\eta(\varepsilon) = \frac{\bar{\gamma}(\varepsilon)\sigma_f(\varepsilon)}{\sigma_f(\varepsilon) + \sigma_\gamma(\varepsilon)},$$

где $\sigma_f(\varepsilon)$ и σ_γ – сечения деления и радиационного захвата нейтрона с энергией ε соответственно; $\bar{\gamma}(\varepsilon)$ – число вторичных нейтронов на акт деления ядра, поглотившего нейтрон.

В табл. 1 приведены значения [3] этих характеристик для изотопов, участвующих в уран-плутониевом и торий-урановом топливных циклах, при некоторых значениях энергии налетающих нейтронов. Видно, что только два изотопа, ^{233}U и ^{241}Pu , характеризуются значением $\eta > 2$ при любой энергии нейтрона, вызывающего их деление. Поэтому только при делении этих ядер нейтронами одновременно 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 , ^{234}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{240}Pu , ...), характеризующимися пороговой зависимостью сечения деления. Даже основные энерговыделяющие 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. 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 реакторе LWBR [1] достижение коэффициента воспроизводства топлива $K_b \approx 1,013$ в оксидном торий-урановом топливе обеспечено жесткой экономией нейтронов:

– отсутствовали выгорающие поглотители и поглощающие нейтроны регулировочные стрежни;

– использована тесная решетка с ограниченным содержанием теплоносителя (легкой воды);

– нейтроны утечки поглощались в ториевом бланкете с наработкой ^{233}U .

Значения сечений деления $\sigma_f(\varepsilon)$ изотопов ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu и радиационного захвата нейтронов σ_γ ими, среднего числа нейтронов деления $\bar{\gamma}$ (0,025 эВ), значения резонансных интегралов и чисел вторичных нейтронов η на один поглощенный нейтрон

Изотопы	$\bar{\gamma}$ (0,025 эВ)	$\varepsilon = 0,025$ эВ			$\varepsilon > 0,5$ эВ			$\varepsilon \approx 100$ кэВ		
		σ_γ	σ_f	η	I_γ	I_f	η	σ_γ	σ_f	η
^{233}U	2,49	45,5	529,1	2,29	137	760	2,11	0,24	2,28	2,25
^{235}U	2,42	98,3	582,6	2,07	144	275	1,59	0,37	1,57	1,96
^{239}Pu	2,87	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		0,25	0,015	0,17

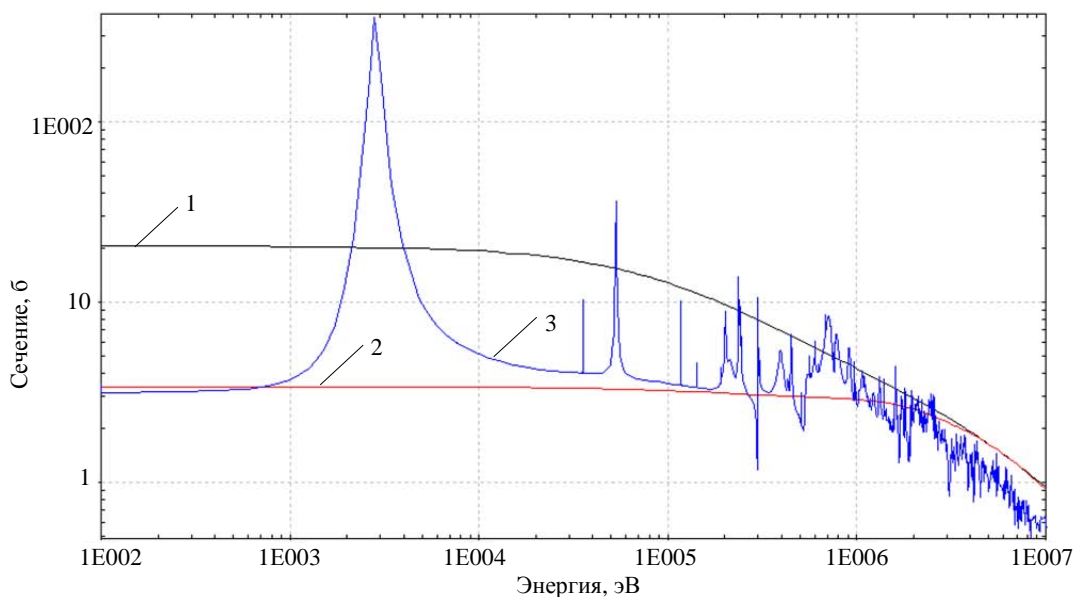


Рис. 1. Энергетическая зависимость сечения упругого рассеяния нейтронов ядрами H, D, Na: 1 – H-1\3\2\ENDFB-6\NGE\H-1 (MAT = 125) (QM = 0, QI = 0); 2 – H-2\3\2\ENDFB-6\NGE\H-2 (MAT = 128) (QM = 0, QI = 0); 3 – Na-23\3\2\ENDFB-6\NGE\Na-23 (MAT = 1125) (QM = 0, QI = 0)

Таким образом, экспериментально показана возможность расширенного воспроизводства ^{233}U при использовании ^{232}Th в качестве сырьевого материала.

Хорошо известна возможность экономии нейтронов путем использования тяжелой воды D_2O вместо легкой воды H_2O в качестве замедлителя и теплоносителя из-за большой (~три порядка) разницы в сечениях поглощения нейтронов D и H, что используется в тяжеловодных реакторах.

На рис. 1 приведена энергетическая зависимость сечения упругого рассеяния нейтронов ядрами H, D и Na, обуславливающая замедление нейтронов при использовании легкой, тяжелой воды и натрия в качестве теплоносителя. Видно увеличение сечения рассеяния нейтронов водоро-

дом относительно D при энергии нейтронов $\varepsilon \lesssim 3$ МэВ, которое при $\varepsilon \lesssim 1$ МэВ увеличивается на ~30 %, а при $\varepsilon \lesssim 100$ кэВ увеличение достигает ~4 раз и продолжает расти с дальнейшим понижением энергии нейтронов. Разница в замедлении нейтронов дополнительно усиливается повышенным сбросом энергии нейтрона в акте его рассеяния на водороде относительно дейтерия. Эта большая разница в замедляющей способности H_2O и D_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,а приведена энергетическая зависимость сечений деления ядер ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu . Сечение деления ядер ^{233}U , ^{235}U , ^{241}Pu характеризуется минимумом при $\varepsilon \approx 0,8$ МэВ, незначительно (менее ~20 %) возрастает при $\varepsilon \approx 2$ МэВ и значительно быстрее растет при уменьшении энергии нейтронов. Особенно быстрый рост ($\sim 1/\sqrt{\varepsilon}$) происходит при делении ядер нейтронами S-волны при $\varepsilon \lesssim 10$ кэВ. Сечение деления ядра ^{239}Pu характеризуется минимумом при $\varepsilon \sim 100\dots 200$ кэВ, существенно (~30 %) подрастает при увеличении

энергии нейтронов до $\varepsilon \lesssim 2$ МэВ, медленно увеличивается с уменьшением энергии нейтронов до $\varepsilon \lesssim 10$ кэВ и по закону $1/\sqrt{\varepsilon}$ растет при дальнейшем понижении энергии нейтронов. Сечение деления пороговых изотопов ^{234}U , ^{240}Pu , ^{242}Pu (рис. 2,б) мало до $\varepsilon \lesssim 100$ кэВ, быстро растет с ростом энергии нейтронов и достигает ~1,6 барна при $\varepsilon \approx 2$ МэВ. Пороги деления ^{232}Th и ^{238}U особенно велики, и эти сырьевые ядра делятся только быстрыми ($\varepsilon \geq 1,5$ МэВ) нейтронами. Возрастание значений сечения деления ядер при понижении

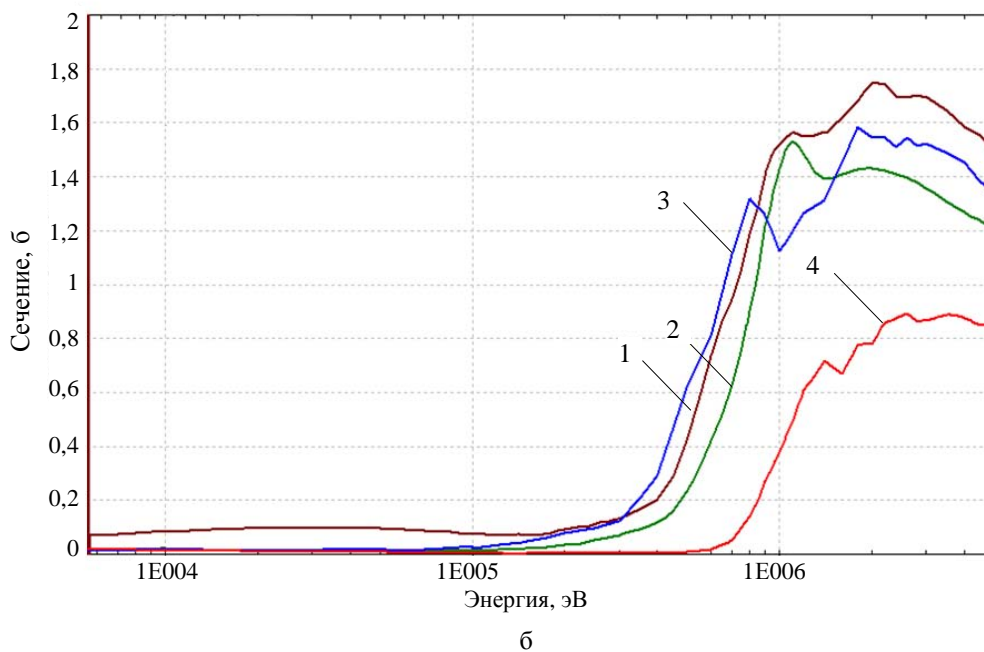
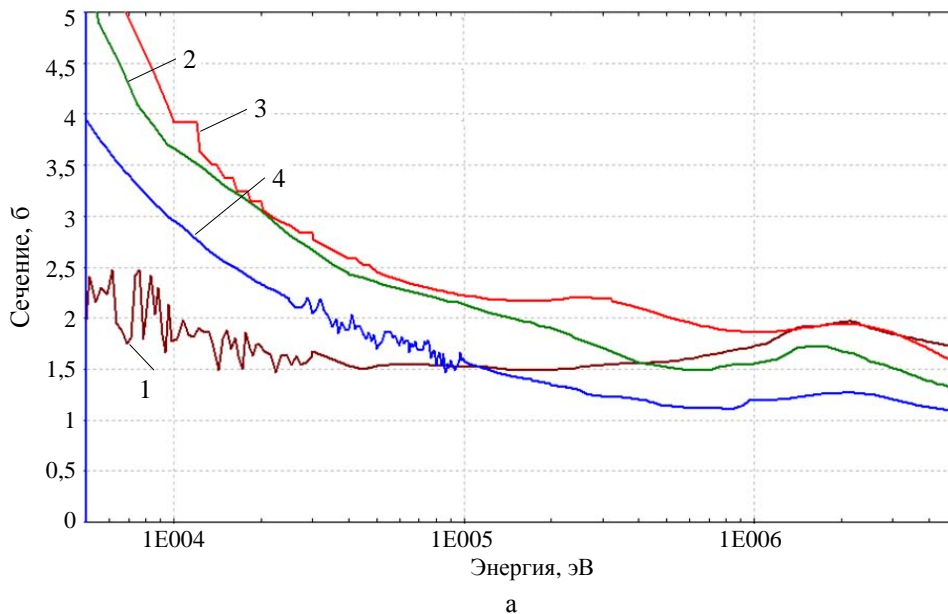


Рис. 2. Энергетическая зависимость сечения изотопов урана и плутония: а – беспороговоделющихся (1 – Pu-239 ; 2 – Pu-241 ; 3 – U-233 ; 4 – U-235); б – пороговоделющихся (1 – Pu-240 ; 2 – Pu-242 ; 3 – U-234 ; 4 – U-236)

энергии нейтронов $\varepsilon \lesssim 0,8$ МэВ, особенно при $\varepsilon \lesssim 10$ 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.

На рис. 3 приведена энергетическая зависимость сечения радиационного захвата нейтронов основными сырьевыми изотопами ^{232}Th , ^{238}U и нарабатываемыми изотопами ^{234}U , ^{240}Pu , захват нейтронов которыми сопровождается наработкой делящихся ядер ^{233}U , ^{239}Pu и ^{235}U , ^{241}Pu соответственно.

Видно следующее:

- быстрое понижение сечения захвата при $\varepsilon \gtrsim 1$ МэВ с ростом энергии нейтронов;
- практически постоянное значение при энергии $0,1 \lesssim \varepsilon \lesssim 1$ МэВ;
- рост сечения при $\varepsilon \lesssim 100$ кэВ.

Такая зависимость сечения радиационного захвата нейтронов с наработкой делящихся ядер удачно дополняет скорость их выгорания скоростью наработки при смягчении спектра нейтронов и может обеспечить их расширенное воспроизводство.

Для полноты рассмотрения отметим, что неупругое рассеяние нейтронов тяжелыми ядрами эффективно замедляет нейтроны с энергией $\varepsilon \gtrsim 2$ МэВ и резко понижает замедляющую способность с понижением энергии нейтронов из-за

понижения сечения и понижения сбрасываемой энергии. Таким образом, в водо-водяных реакторах нейтроны спектра деления с энергией $\varepsilon \gtrsim 1 \dots 2$ МэВ эффективно замедляются при неупругом рассеянии на тяжелых ядрах, а при $\varepsilon \gtrsim 1$ МэВ – водой, и особенно легкой водой.

Нейтронно-физические расчеты нейтронной кинетики и изотопного преобразования в водо-водяном реакторе, поддержание критического состояния которого обеспечивается изменяющимся спектром нейтронов путем разбавления тяжелой воды легкой водой, выполнены по методике, изложенной в статье [4].

2. Методика расчетов и ее тестирование

Методика расчета нейтронно-физических функционалов и изотопного преобразования в многозонной ячейке тепловых реакторов и ее тестирование подробно изложены в статье [4]. Здесь мы только отметим основные результаты ее тестирования.

Точность и надежность результатов расчетов по созданной методике определяются точностью и надежностью работы ее основных программ: кода Монте-Карло и кода изотопной кинетики.

В статье [4] приведены результаты расчета $K_{эф}$ для критических сборок с ураном и плутонием и относительно широкой вариацией содержания

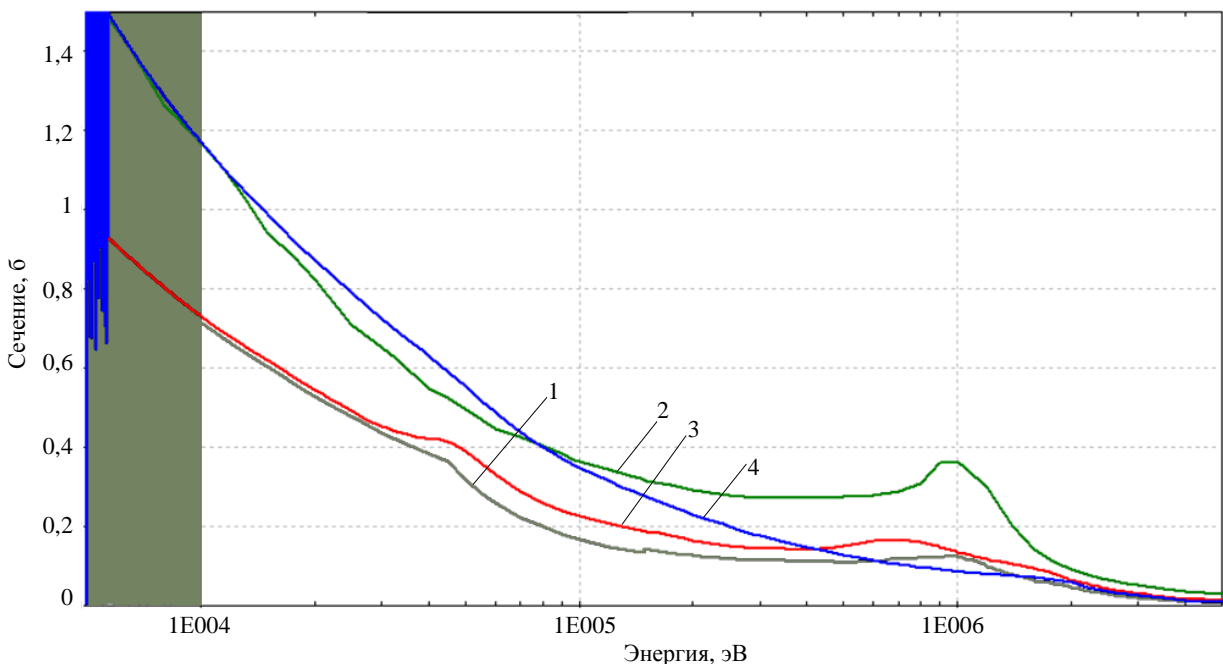


Рис. 3. Энергетическая зависимость сечения радиационного захвата нейтронов изотопами тория, урана и плутония: 1 – U-238\3\102\ENDFB-6; 2 – U-234\3\102\ENDFB-6; 3 – Th-232\3\102\ENDFB-6; 4 – Pu-240\3\102\ENDFB-6

водорода, разнообразной геометрией и гетерогенностью. Использованный набор сборок представляется достаточно полным, с точки зрения тестирования возможности описания закономерностей и особенностей нейтронной кинетики в ВВЭР. Полученные в расчетах значения $K_{эф}$ для большинства сборок в разумных пределах ($< 2\sigma$) согласуются [4] с экспериментальными данными и результатами расчетов других авторов, в том числе по широко распространенной программе MCNP.

Работа методики изотопной кинетики проводилась путем описания тестового расчетного эксперимента, предложенного рабочей группой МАГАТЭ по определению нейтронно-физических функционалов для ячейки реактора PWR. Результаты расчетов, выполненных в ведущих лабораториях мира, приведены в отчете [5]. Сравнение результатов наших расчетов этой ячейки с приведенными данными представляют несомненный методический интерес.

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 $R_v = 0,85$ см. Топливо представляет собой смесь двуокиси тория и двуокиси плутония. Значения парциальной плотности изотопов и элементов в ячейке (в единицах атом/см³) для зон топлива, оболочки и замедлителя приведены в табл. 2. Средняя температура топлива $T_f = 1023$ К, средняя температура воды $T_m = 583$ К. Удельная мощность в ячейке $P = 211$ Вт/см.

В статье [4] приведено сравнение результатов наших расчетов с результатами расчетов других авторов по широкому кругу функционалов. Здесь мы приведем только данные по изотопному преобразованию плутония, наработке Am, Cm, ²³³U, ²³³Pa в зависимости от энерговыработки В в реакторе. В табл. 3 приведены следующие отношения:

– текущее содержание всех изотопов плутония $N(\text{Pu}, \text{В})$ к их стартовому содержанию $N(\text{Pu})$;

– текущее содержание делящихся изотопов плутония $N(^{239}\text{Pu}, ^{241}\text{Pu}, \text{В})$ к текущему содержанию всех изотопов плутония $N(\text{Pu}, \text{В})$;

– текущее содержание изотопов Am и Cm $N(\text{Am}, \text{Cm}, \text{В})$ к стартовому содержанию плутония $N(\text{Pu})$;

– текущее содержание нарабатываемых изотопов ²³³U и ²³³Pa $N(^{233}\text{U}, ^{233}\text{Pa}, \text{В})$ к стартовому содержанию делящихся изотопов плутония $N(^{239}\text{Pu}, ^{241}\text{Pu})$.

Сравнивая полученные нами значения со значениями других лабораторий, можно сказать следующее:

– полученные значения находятся внутри разброса значений, полученных в ведущих зарубежных лабораториях;

– весь численный материал соответствует водяным реакторам.

Таблица 2

Исходная концентрация изотопов в компонентах ячейки (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

Таблица 3

Зависимость изотопного преобразования от энерговыработки В (МВт-сут/кг)

В	$N(\text{Pu}, \text{В})/N(\text{Pu})$		$\frac{N(^{239}\text{Pu}, ^{241}\text{Pu}, \text{В})}{N(\text{Pu}, \text{В})}$		$\frac{N(\text{Am}, \text{Cm}, \text{В})}{N(\text{Pu})}$		$\frac{N(^{233}\text{U}, ^{233}\text{Pa}, \text{В})}{N(^{239}\text{Pu}, ^{241}\text{Pu})}$	
	Данные ВНИИЭФ	Данные других лабораторий	Данные ВНИИЭФ	Данные других лабораторий	Данные ВНИИЭФ	Данные других лабораторий	Данные ВНИИЭФ	Данные других лабораторий
0	1	1	0,7	0,7	0	0	0	0
30	0,425	0,40...0,43	0,409	0,39...0,42	0,035	0,0315...0,046	0,384	0,32...0,4
40	0,30	0,28...0,31	0,336	0,29...0,34	0,0462	0,0428...0,0612	0,457	0,37...0,48
60	0,142	0,12...0,16	0,211	0,12...0,23	0,0677	0,06...0,087	0,532	0,42...0,54

По-видимому, при замене легкой воды на тяжелую, а плутония – на уран точность расчетов останется на том же уровне.

3. Зависимость содержания ^{233}U в ячейке с ^{233}U – ^{232}Th топливом в критическом состоянии от состава воды

Замена легкой воды на тяжелую в реакторе (ячейке) будет сопровождаться:

- понижением захвата нейтронов замедлителем;
- ужесточением спектра нейтронов и соответственно понижением захвата нейтронов продуктами деления, рядом актиноидов и т. д.

При этом в реакторе (ячейке) критическое состояние ^{233}U – ^{232}Th топлива будет характеризоваться увеличенным значением массы ^{233}U , а плотность нейтронного потока при сохранении той же мощности повысится. Другими словами, такая замена замедлителя будет сопровождаться особенно значительными изменениями в нейтронной кинетике и изотопном преобразовании в ячейке (активной зоне реактора).

Поэтому несомненный интерес представляет рассмотрение зависимости содержания ^{233}U , требующегося для обеспечения критического состояния ^{233}U – ^{232}Th топлива в ячейке при изменении смеси $\alpha \cdot \text{D}_2\text{O} + (1 - \alpha) \cdot \text{H}_2\text{O}$ замедлителя. В табл. 4 приведены эти значения.

Таблица 4

Рассчитанные значения удельного содержания ^{233}U (кг/т) в ячейке с ^{233}U – ^{232}Th топливом в критическом состоянии в зависимости от разбавления тяжелой воды легкой водой α

α	1	0,95	0,90	0,8	0,75	0,5	0
^{233}U (кг/т)	45	32,5	25,5	20	18,5	16	15,1

Из табл. 4 видна резкая зависимость содержания ^{233}U при малом подмешивании легкой воды и слабая зависимость после половинного разбавления. Подмешивание H_2O к D_2O на уровне ~5 % снижает удельное содержание ^{233}U в топливе на ~12,5 кг/т при сохранении ячейки (реактора) в критическом состоянии, что соответствует скорости разбавления $\sim 5 \cdot 10^{-4}$ % в час. Аналогичное подмешивание на уровне ~20 % понижает требуемое значение ^{233}U для поддержания критического

состояния топлива на ~25 кг/т. Таким образом, видно, что возможно поддержание критического состояния ячейки (реактора) с ^{233}U – ^{232}Th топливом и ее работы с выгоранием ^{233}U путем смягчения спектра нейтронов, реализуемого соответствующим разбавлением тяжелой воды легкой водой в замедлителе ячейки (реактора). В реальном реакторе целесообразно использование бланкета с Th для повышения воспроизводства ^{233}U за счет поглощения нейтронов утечки.

Наиболее высокое удельное содержание изотопа ^{233}U в ^{233}U – ^{232}Th топливе при использовании в качестве замедлителя тяжелой воды D_2O в стартовом состоянии реактора может рассматриваться как запас реактивности системы без необходимости его компенсации поглотителями нейтронов. Подмешивание легкой воды в замедлителе является способом реализации этого запаса реактивности для поддержания ячейки (реактора) в критическом состоянии (регулирования реактора) по мере выгорания реакцией деления стартового ^{233}U и наработки поглотителей нейтронов при соблюдении их эффективной экономии. Поглотители нейтронов должны использоваться только при остановках реактора. Этот же способ может быть использован на стадии утилизации плутония при его сжигании с торием с наработкой ^{233}U .

Таким образом, нам представляется, что найден способ обеспечения оптимальной нейтронной кинетики и эффективного изотопного преобразования в ^{233}U – ^{232}Th топливе водо-водяного реактора с высоким воспроизводством изотопов ^{233}U и ^{235}U и сравнительно простой реализацией.

4. Результаты расчетов изотопного преобразования торий-уранового топлива в тепловых реакторах с изменяющимся составом воды

Представляется целесообразным рассмотреть изотопное преобразование в этой ячейке, стартуя с тяжелой водой при двух условиях:

- стартовое содержание ^{233}U – ^{232}Th топлива доведено до уровня критического ($K_\infty \approx 1$) состояния ячейки;
- критическое состояние поддерживается в процессе облучения путем непрерывного разбавления тяжелой воды легкой водой.

Расчеты выполнены для той же ячейки МАГАТЭ с внешним радиусом, равным $R_b = 0,85$ см и $R_c = 0,7$ см.

4.1. Стандартная ячейка МАГАТЭ

В табл. 3 на примере ячейки PWR, загруженной энергетическим плутонием и торием, проиллюстрировано сравнительно глубокое выгорание делящихся изотопов ^{239}Pu и ^{241}Pu с относительно низкой наработкой изотопов ^{233}U и ^{233}Pa . Однако и эти значения являются завышенными, потому что получены без учета поглощения нейтронов выгорающими поглотителями и при недостижимо

высоких в реальных PWR значениях энерговыработки. Вместе с этим утилизация плутония в существующих водо-водяных реакторах с торием может и должна рассматриваться в качестве варианта конверсии плутония в ^{233}U .

В табл. 5 приведены значения скоростей реакций в ячейке с ^{233}U - ^{232}Th топливом в критическом состоянии ($K_\infty = 1$) в зависимости от времени облучения (энерговыработки) с удельной мощностью $P = 211$ Вт/см.

Таблица 5

Значения скоростей реакций в ячейке с ^{233}U - ^{232}Th топливом ($K_\infty = 1$) в зависимости от времени облучения с удельной мощностью $P = 211$ Вт/см

T , год	R_f	R_γ (Akt)	R_γ (^{232}Th)	R_γ (^{233}U)	R_γ (^{233}Pa)	$\text{Pa}(\beta)$	R_γ (оск)	R_γ (вода)	R_γ (мет)	Φ
0	1.31E+13	0.00E+00	1.69E+13	1.89E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.39E+11	5.46E+11	6.98E+14
	1.17E+12	0.00E+00	3.18E+11	1.11E+11	0.00E+00					4.43E+12
	1.02E+13	0.00E+00	1.26E+13	1.64E+12	0.00E+00					2.54E+14
	1.31E+12	0.00E+00	3.88E+12	1.42E+11	0.00E+00					3.45E+14
	5.00E+11	0.00E+00	2.00E+11	3.41E+09	0.00E+00					9.49E+13
0,03	1.31E+13	1.52E+10	1.68E+13	1.91E+12	1.07E+11	3.80E+12	1.27E+11	2.40E+11	5.35E+11	6.92E+14
	1.18E+12	4.44E+08	3.22E+11	1.12E+11	7.77E+08					4.56E+12
	1.02E+13	1.44E+10	1.24E+13	1.66E+12	1.01E+11					2.51E+14
	1.28E+12	3.84E+08	3.81E+12	1.39E+11	4.97E+09					3.40E+14
	5.05E+11	2.40E+07	2.02E+11	3.40E+09	1.83E+08					9.60E+13
0,05	1.31E+13	3.22E+10	1.66E+13	1.90E+12	1.88E+11	6.68E+12	1.78E+11	2.40E+11	5.29E+11	6.83E+14
	1.27E+12	8.48E+08	3.50E+11	1.20E+11	1.48E+09					4.89E+12
	1.01E+13	3.06E+10	1.23E+13	1.64E+12	1.78E+11					2.48E+14
	1.25E+12	7.79E+08	3.74E+12	1.36E+11	8.56E+09					3.36E+14
	4.96E+11	4.91E+07	2.00E+11	3.37E+09	3.20E+08					9.47E+13
0,14	1.31E+13	7.96E+10	1.63E+13	1.90E+12	3.33E+11	1.18E+13	3.13E+11	2.41E+11	5.25E+11	6.70E+14
	1.39E+12	2.23E+09	3.85E+11	1.31E+11	2.88E+09					5.40E+12
	1.00E+13	7.53E+10	1.21E+13	1.64E+12	3.15E+11					2.42E+14
	1.21E+12	1.98E+09	3.62E+12	1.31E+11	1.46E+10					3.28E+14
	4.98E+11	1.28E+08	2.00E+11	3.34E+09	5.64E+08					9.51E+13
0,25	1.31E+13	1.46E+11	1.60E+13	1.90E+12	4.01E+11	1.44E+13	4.92E+11	2.44E+11	5.06E+11	6.62E+14
	1.49E+12	4.41E+09	4.15E+11	1.41E+11	3.79E+09					5.79E+12
	9.97E+12	1.37E+11	1.19E+13	1.63E+12	3.79E+11					2.39E+14
	1.18E+12	3.66E+09	3.54E+12	1.27E+11	1.74E+10					3.22E+14
	4.98E+11	2.38E+08	1.98E+11	3.29E+09	6.82E+08					9.48E+13
0.5	1.31E+13	2.71E+11	1.57E+13	1.90E+12	4.22E+11	1.53E+13	8.29E+11	2.44E+11	4.96E+11	6.48E+14
	1.57E+12	9.15E+09	4.34E+11	1.49E+11	4.23E+09					6.00E+12
	9.92E+12	2.54E+11	1.17E+13	1.62E+12	4.00E+11					2.32E+14
	1.15E+12	7.25E+09	3.41E+12	1.24E+11	1.79E+10					3.14E+14
	5.02E+11	4.87E+08	1.99E+11	3.34E+09	7.34E+08					9.54E+13
1	1.31E+13	4.59E+11	1.51E+13	1.89E+12	3.94E+11	1.48E+13	1.40E+12	2.42E+11	4.75E+11	6.23E+14
	1.77E+12	1.99E+10	4.83E+11	1.67E+11	4.57E+09					6.64E+12
	9.77E+12	4.25E+11	1.12E+13	1.61E+12	3.73E+11					2.21E+14

T , год	R_f	R_γ (Akt)	R_γ (^{232}Th)	R_γ (^{233}U)	R_γ (^{233}Pa)	$\text{Pa}(\beta)$	R_γ (оск)	R_γ (вода)	R_γ (мет)	Φ
1	1.11E+12	1.36E+10	3.19E+12	1.18E+11	1.62E+10					3.01E+14
	4.98E+11	9.40E+08	1.95E+11	3.30E+09	7.00E+08					9.41E+13
2	1.31E+13	7.81E+11	1.37E+13	1.87E+12	3.57E+11	1.35E+13	2.24E+12	2.46E+11	4.31E+11	5.80E+14
	2.20E+12	4.56E+10	5.96E+11	2.07E+11	5.19E+09					8.07E+12
	9.44E+12	7.10E+11	1.01E+13	1.56E+12	3.38E+11					2.02E+14
	1.00E+12	2.34E+10	2.82E+12	1.05E+11	1.32E+10					2.77E+14
	4.94E+11	1.74E+09	1.89E+11	3.21E+09	6.29E+08					9.30E+13
3	1.31E+13	1.01E+12	1.31E+13	1.86E+12	3.42E+11	1.28E+13	2.91E+12	2.54E+11	4.07E+11	5.54E+14
	2.57E+12	7.70E+10	7.05E+11	2.39E+11	5.88E+09					9.37E+12
	9.16E+12	9.01E+11	9.63E+12	1.52E+12	3.24E+11					1.91E+14
	9.17E+11	3.12E+10	2.57E+12	9.42E+10	1.15E+10					2.61E+14
	4.92E+11	2.48E+09	1.88E+11	3.14E+09	6.04E+08					9.34E+13
4	1.31E+13	1.20E+12	1.24E+13	1.82E+12	3.21E+11	1.22E+13	3.49E+12	2.67E+11	3.90E+11	5.27E+14
	3.13E+12	1.22E+11	8.80E+11	2.89E+11	7.04E+09					1.16E+13
	8.70E+12	1.04E+12	9.02E+12	1.45E+12	3.03E+11					1.79E+14
	8.22E+11	3.66E+10	2.33E+12	8.29E+10	1.00E+10					2.44E+14
	4.86E+11	3.12E+09	1.85E+11	3.00E+09	5.74E+08					9.34E+13

Примечание. R_f – скорость деления тяжелых ядер;

R_γ (Akt) – скорость радиационного захвата нейтронов всеми актиноидами, исключая выделенные ^{232}Th , ^{233}U , ^{233}Pa ;

R_γ (^{232}Th) – скорость радиационного захвата нейтронов изотопом ^{232}Th ;

R_γ (^{233}U) – скорость радиационного захвата нейтронов изотопом ^{233}U ;

R_γ (^{233}Pa) – скорость радиационного захвата нейтронов изотопом ^{233}Pa ;

$\text{Pa}(\beta)$ – скорость β -распада ^{233}Pa ;

R_γ (оск) – скорость радиационного захвата нейтронов осколками деления ядер;

R_γ (вода) – скорость радиационного захвата нейтронов водой;

R_γ (мет) – скорость радиационного захвата нейтронов металлами оболочки и примесями в воде;

Φ – значение плотности потока нейтронов, определяемое мощностью ячейки $P = 211$ Вт/см.

Для каждого момента времени T представлены полные значения скоростей реакций R и плотности потока нейтронов Φ и их разбиение по группам:

$< 0,625$ эВ – $5,53$ кэВ – $0,821$ МэВ – 10 МэВ.

При этом естественно выполняется нейтронный баланс – скорость рождения равна скорости поглощения. Видно, что основные реакции R_f , $R_\gamma(\text{U})$ и $R_\gamma(\text{Th})$ являются преобладающими, и в случаях $R_\gamma(\text{Th}) \geq R_f$ можно надеяться на самовоспроизводство ^{233}U . Постоянство $R_f(t)$ во время облучения фиксируется мощностью реактора. Повышение значений $R_\gamma(\text{Th})$ возможно за счет по-

нижения значений скоростей поглощения $R_\gamma(i)$ на всех остальных ядрах. Задача повышения воспроизводства ^{233}U и состоит в том, чтобы повысить значения $R_\gamma(\text{Th})$ за счет понижения $R_\gamma(i)$.

Из данных табл. 5 видно, что при этом сценарии работы реактора воспроизводство ^{233}U при наличии реакций паразитного радиационного захвата нейтронов $R_\gamma(\text{Akt}) + R_\gamma(^{233}\text{U}) + R_\gamma(^{233}\text{Pa}) + R_\gamma(\text{оск}) + R_\gamma(\text{вода}) + R_\gamma(\text{мет})$ остается достаточным для воспроизводства изотопов ^{233}U и ^{235}U , по крайней мере, в течение трех лет. При этом в реакциях $R_\gamma(^{233}\text{U})$ и $R_\gamma(^{233}\text{Pa})$ происходит не только поглощение нейтрона, но и выгорание ядер

^{233}U и нарабатываемых ядер ^{233}Pa . Реакция β -распада $\text{Pa}(\beta)$ непосредственно переводит нарабатываемый ^{233}Pa в ^{233}U . С ростом времени облучения смягчается спектр нейтронов и понижается значение плотности потока.

Потеря теплоносителя в начальный момент времени сопровождается понижением значения K_{∞} от 1 до 0,69.

В табл. 6 приведены удельные (кг/т) значения содержания стартовых и нарабатываемых актиноидов и продуктов их распада в зависимости от времени облучения в реакторе с блоком периодичности – рассматриваемой ячейкой с удельной мощностью $P = 211 \text{ Вт/см}$. Содержание ^{233}U определяется его стартовой загрузкой, наработкой и выгоранием. Баланс делящихся ядер определяется разницей между их содержанием для данного момента облучения, с одной стороны, и содержанием в стартовой загрузке, с другой стороны. Из данных табл. 6 видно, что при временах облучения $t \leq 3$ года, содержание $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa} + ^{235}\text{U}$ превышает стартовое количество ^{233}U . Задача состоит в том, чтобы повисить это превышение топлива.

Видны выгорание ^{232}Th и наработка актиноидов и продуктов их распадов, в том числе ^{234}U , ^{236}U , ^{237}Np , а также ^{232}U , ^{231}Pa , ^{228}Th , ^{208}Pb . При этом содержание ^{236}U и более тяжелых трансурановых элементов характеризуется малой долей выгорающего ^{232}Th . Содержание изотопов ^{232}U , ^{228}Th и ^{208}Pb характеризует уровень жесткого γ -излучения облученного ядерного топлива.

Из данных табл. 7 видно преобладающее выгорание реакцией деления изотопа ^{233}U , рост делений ядер ^{235}U по мере его накопления, а также деление ядер ^{232}Th .

В табл. 8 приведены удельные значения (кг/т) изотопов, испытавших радиационный захват нейтронов, и их сумма в зависимости от времени облучения. Можно увидеть не только количество изотопов (^{232}Th , ^{234}U , ...), протекание (n, γ) реакции на которых сопровождается наработкой делящихся ядер, но и изотопов ^{233}U , ^{233}Pa , которые выгорают с поглощением нейтрона и выбыванием из процесса деления хорошо делящегося изотопа ^{233}U .

Видна малая доля чисел радиационного захвата нейтронов ^{236}U и более тяжелыми трансуранами относительно числа захватов нейтронов ^{232}Th .

Таблица 6

Удельное содержание (кг/т) актиноидов в зависимости от времени облучения и энерговыработки

Актиноиды		Время облучения (годы)						
		0	0,25	0,5	1	2	3	4
		Энерговыработка (МВт·сут/кг)						
A	Z	0	3,215	6,429	12,853	25,683	38,496	51,3
237	93	0.00E+00	1.01E-06	1.50E-05	2.29E-04	2.60E-03	9.71E-03	2.35E-02
236	92	0.00E+00	1.25E-04	9.48E-04	6.52E-03	3.94E-02	1.06E-01	2.05E-01
235	92	0.00E+00	1.77E-02	6.69E-02	2.28E-01	6.96E-01	1.25E+00	1.78E+00
234	92	0.00E+00	5.47E-01	1.10E+00	2.11E+00	3.84E+00	5.29E+00	6.55E+00
233	91	0.00E+00	1.58E+00	1.68E+00	1.63E+00	1.49E+00	1.41E+00	1.34E+00
233	92	4.50E+01	4.38E+01	4.38E+01	4.40E+01	4.34E+01	4.20E+01	4.00E+01
232	90	9.55E+02	9.51E+02	9.47E+02	9.39E+02	9.23E+02	9.09E+02	8.96E+02
232	92	0.00E+00	7.91E-04	2.76E-03	9.09E-03	2.70E-02	4.79E-02	6.95E-02
231	91	0.00E+00	1.18E-02	2.34E-02	4.14E-02	6.54E-02	8.17E-02	9.19E-02
228	90	0.00E+00	6.59E-07	4.35E-06	2.86E-05	1.64E-04	4.15E-04	7.60E-04
208	82	0.00E+00	1.21E-08	1.72E-07	2.41E-06	3.03E-05	1.22E-04	3.12E-04

*Удельное содержание (кг/т) разделившихся изотопов
в зависимости от времени облучения и энерговыработки*

Актиноиды		Время облучения (годы)						
		0	0,25	0,5	1	2	3	4
		Энерговыработка (МВт-сут/кг)						
A	Z	0	3,215	6,429	12,853	25,683	38,496	51,3
235	92	0.00E+00	2.93E-04	2.27E-03	1.62E-02	1.04E-01	2.95E-01	6.06E-01
234	92	0.00E+00	4.18E-04	1.70E-03	6.64E-03	2.47E-02	5.21E-02	8.73E-02
233	91	0.00E+00	4.79E-04	1.20E-03	2.65E-03	5.31E-03	7.78E-03	1.01E-02
233	92	0.00E+00	3.32E+00	6.64E+00	1.33E+01	2.65E+01	3.96E+01	5.25E+01
232	90	0.00E+00	6.61E-02	1.32E-01	2.62E-01	5.16E-01	7.64E-01	1.01E+00
232	92	0.00E+00	2.49E-06	5.74E-05	7.07E-04	4.30E-03	1.17E-02	2.30E-02
232	91	0.00E+00	1.96E-07	8.57E-07	3.51E-06	1.36E-05	3.00E-05	5.38E-05
сумма		0	3,38995	6,77993	13,55988	27,11981	40,68004	54,24076

Таблица 8

*Удельное содержание (кг/т) изотопов, испытавших радиационный захват,
в зависимости от времени облучения и энерговыработки*

Актиноиды		Время облучения (годы)						
		0	0,25	0,5	1	2	3	4
		Энерговыработка (МВт-сут/кг)						
A	Z	0	3,215	6,429	12,853	25,683	38,496	51,3
237	93	0.00E+00	8.20E-09	2.58E-07	7.75E-06	3.47E-04	2.04E-03	6.91E-03
236	92	0.00E+00	1.49E-06	1.84E-05	2.61E-04	3.09E-03	1.21E-02	3.12E-02
235	92	0.00E+00	1.26E-04	9.63E-04	6.76E-03	4.24E-02	1.18E-01	2.36E-01
234	92	0.00E+00	1.81E-02	6.99E-02	2.49E-01	8.38E-01	1.65E+00	2.62E+00
233	90	0.00E+00	8.20E-05	1.64E-04	3.25E-04	6.37E-04	9.48E-04	1.27E-03
233	91	0.00E+00	7.25E-02	1.80E-01	3.91E-01	7.78E-01	1.14E+00	1.48E+00
233	92	0.00E+00	4.91E-01	9.81E-01	1.96E+00	3.91E+00	5.83E+00	7.73E+00
232	90	0.00E+00	4.21E+00	8.29E+00	1.62E+01	3.10E+01	4.47E+01	5.78E+01
232	91	0.00E+00	5.52E-07	2.28E-06	8.64E-06	2.92E-05	5.81E-05	9.43E-05
232	92	0.00E+00	2.84E-06	2.39E-05	2.84E-04	1.72E-03	4.62E-03	9.08E-03
231	91	0.00E+00	6.05E-04	2.45E-03	9.30E-03	3.15E-02	6.23E-02	9.93E-02
сумма		0	4,79255	9,52371	18,80868	36,54588	53,52596	70,00242

4.2. Стандартная ячейка МАГАТЭ с пониженным водотопливным отношением

Резервом повышения воспроизводства ^{233}U является понижение водотопливного отношения. При этом в соответствии с ужесточением спектра нейтронов повышается содержание ^{233}U в топливе, понижается паразитный захват нейтронов водой, а также осколками деления ядер, возможно, металлами и актиноидами. Для оценки влияния этих факторов заменили радиус воды $R_b = 0,85$ см на $R_b = 0,7$ см. В табл. 9–12 приведены результаты

расчетов, аналогичные результатам табл. 5–8, поэтому комментарии к табл. 5–8 справеливы и к табл. 9–12. Сравнение значений табл. 9–12 и табл. 5–8 показывает наличие изменений.

При сохранении скорости делений возросла скорость захвата нейтронов Th и понизилась скорость захвата нейтронов ^{233}U , что повышает наработку ^{233}U .

Потеря теплоносителя в начальный момент времени сопровождается понижением значения K_{∞} от 1 до 0,98.

Значения скоростей реакций в ячейке с $R_g = 0,7$ см и $^{233}\text{U}-^{232}\text{Th}$ топливом $K_\infty = 1$
в зависимости от времени облучения с удельной мощностью $P = 211$ Вт/см

T , год	R_f	R_γ (Akt)	R_γ (Th)	R_γ (^{233}U)	R_γ (Pa)	Pa(β)	R_γ (оск)	R_γ (вода)	R_γ (мет)	Φ
0	1.31E+13	0.00E+00	1.73E+13	1.62E+12	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.12E+11	6.70E+11	9.83E+14
	6.79E+10	0.00E+00	1.07E+10	6.06E+09	0.00E+00					1.86E+11
	8.56E+12	0.00E+00	1.06E+13	1.22E+12	0.00E+00					2.42E+14
	3.57E+12	0.00E+00	6.31E+12	3.84E+11	0.00E+00					5.98E+14
	9.48E+11	0.00E+00	3.03E+11	8.65E+09	0.00E+00					1.43E+14
0,03	1.31E+13	5.89E+09	1.71E+13	1.62E+12	5.71E+10	3.88E+12	1.95E+10	1.12E+11	6.65E+11	9.74E+14
	7.96E+10	2.04E+07	1.26E+10	7.10E+09	3.42E+07					2.16E+11
	8.62E+12	5.26E+09	1.06E+13	1.23E+12	4.85E+10					2.41E+14
	3.50E+12	5.82E+08	6.21E+12	3.76E+11	8.35E+09					5.90E+14
	9.45E+11	3.20E+07	3.02E+11	8.59E+09	2.90E+08					1.43E+14
0,14	1.31E+13	2.98E+10	1.71E+13	1.63E+12	1.82E+11	1.23E+13	1.05E+11	1.12E+11	6.60E+11	9.73E+14
	9.26E+10	9.87E+07	1.49E+10	8.29E+09	1.27E+08					2.48E+11
	8.65E+12	2.65E+10	1.06E+13	1.24E+12	1.54E+11					2.41E+14
	3.45E+12	3.06E+09	6.15E+12	3.71E+11	2.61E+10					5.88E+14
	9.47E+11	1.68E+08	3.03E+11	8.55E+09	9.19E+08					1.43E+14
0,25	1.31E+13	5.48E+10	1.69E+13	1.63E+12	2.26E+11	1.52E+13	1.97E+11	1.12E+11	6.54E+11	9.64E+14
	1.03E+11	1.98E+08	1.65E+10	9.19E+09	1.74E+08					2.71E+11
	8.69E+12	4.87E+10	1.06E+13	1.25E+12	1.93E+11					2.40E+14
	3.41E+12	5.66E+09	6.04E+12	3.65E+11	3.20E+10					5.81E+14
	9.46E+11	3.15E+08	3.02E+11	8.54E+09	1.14E+09					1.43E+14
0,5	1.31E+13	1.07E+11	1.67E+13	1.63E+12	2.42E+11	1.64E+13	3.92E+11	1.11E+11	6.45E+11	9.53E+14
	1.11E+11	4.15E+08	1.77E+10	9.96E+09	2.01E+08					2.88E+11
	8.70E+12	9.42E+10	1.05E+13	1.25E+12	2.07E+11					2.37E+14
	3.38E+12	1.13E+10	5.92E+12	3.62E+11	3.39E+10					5.74E+14
	9.50E+11	6.37E+08	3.00E+11	8.58E+09	1.23E+09					1.43E+14
1	1.31E+13	1.97E+11	1.62E+13	1.63E+12	2.33E+11	1.61E+13	7.60E+11	1.10E+11	6.31E+11	9.32E+14
	1.24E+11	8.69E+08	1.92E+10	1.11E+10	2.17E+08					3.15E+11
	8.73E+12	1.73E+11	1.02E+13	1.26E+12	2.00E+11					2.31E+14
	3.33E+12	2.18E+10	5.68E+12	3.56E+11	3.21E+10					5.59E+14
	9.57E+11	1.26E+09	2.95E+11	8.65E+09	1.20E+09					1.42E+14
2	1.31E+13	3.48E+11	1.55E+13	1.63E+12	2.18E+11	1.54E+13	1.40E+12	1.09E+11	6.07E+11	9.07E+14
	1.43E+11	1.86E+09	2.14E+10	1.28E+10	2.35E+08					3.53E+11
	8.74E+12	3.03E+11	9.86E+12	1.26E+12	1.87E+11					2.23E+14
	3.29E+12	4.08E+10	5.35E+12	3.49E+11	2.93E+10					5.41E+14
	9.71E+11	2.44E+09	2.90E+11	8.82E+09	1.15E+09					1.42E+14
3	1.31E+13	4.82E+11	1.48E+13	1.63E+12	2.06E+11	1.47E+13	1.97E+12	1.07E+11	5.82E+11	8.76E+14
	1.79E+11	3.24E+09	2.60E+10	1.60E+10	2.77E+08					4.33E+11
	8.81E+12	4.19E+11	9.52E+12	1.27E+12	1.79E+11					2.15E+14
	3.18E+12	5.64E+10	4.98E+12	3.34E+11	2.64E+10					5.18E+14
	9.78E+11	3.52E+09	2.84E+11	8.87E+09	1.09E+09					1.42E+14

T , год	R_f	R_γ (Akt)	R_γ (Th)	R_γ (^{233}U)	R_γ (Pa)	Pa(β)	R_γ (оск)	R_γ (вода)	R_γ (мет)	Φ
4	1.31E+13	6.10E+11	1.42E+13	1.64E+12	1.98E+11	1.40E+13	2.49E+12	1.06E+11	5.58E+11	8.45E+14
	2.30E+11	5.24E+09	3.28E+10	2.05E+10	3.38E+08					5.49E+11
	8.89E+12	5.31E+11	9.23E+12	1.29E+12	1.73E+11					2.08E+14
	3.04E+12	6.91E+10	4.63E+12	3.17E+11	2.38E+10					4.96E+14
	9.76E+11	4.51E+09	2.77E+11	8.81E+09	1.03E+09					1.40E+14
5	1.31E+13	7.30E+11	1.37E+13	1.64E+12	1.93E+11	1.35E+13	2.97E+12	1.06E+11	5.39E+11	8.21E+14
	2.81E+11	7.62E+09	3.95E+10	2.50E+10	3.97E+08					6.68E+11
	8.97E+12	6.37E+11	9.01E+12	1.31E+12	1.69E+11					2.03E+14
	2.91E+12	8.01E+10	4.33E+12	3.01E+11	2.17E+10					4.77E+14
	9.76E+11	5.46E+09	2.72E+11	8.76E+09	9.96E+08					1.41E+14
6	1.31E+13	8.54E+11	1.28E+13	1.66E+12	1.86E+11	1.27E+13	3.43E+12	1.04E+11	5.01E+11	7.71E+00
	4.29E+11	1.34E+10	6.02E+10	3.83E+10	5.73E+08					1.02E+12
	9.12E+12	7.50E+11	8.60E+12	1.34E+12	1.66E+11					1.92E+14
	2.64E+12	8.49E+10	3.86E+12	2.70E+11	1.84E+10					4.40E+14
	9.53E+11	6.24E+09	2.63E+11	8.47E+09	9.18E+08					1.38E+14
7	1.31E+13	9.84E+11	1.21E+13	1.68E+12	1.83E+11	1.20E+13	3.86E+12	1.04E+11	4.71E+11	7.33E+14
	5.73E+11	2.04E+10	8.11E+10	5.13E+10	7.38E+08					1.38E+12
	9.23E+12	8.68E+11	8.32E+12	1.37E+12	1.65E+11					1.85E+14
	2.40E+12	8.85E+10	3.48E+12	2.42E+11	1.59E+10					4.10E+14
	9.39E+11	7.04E+09	2.58E+11	8.22E+09	8.66E+08					1.37E+14
8	1.31E+13	1.09E+12	1.19E+13	1.68E+12	1.82E+11	1.18E+13	4.25E+12	1.05E+11	4.66E+11	7.28E+14
	6.48E+11	2.58E+10	9.17E+10	5.78E+10	8.33E+08					1.58E+12
	9.23E+12	9.62E+11	8.23E+12	1.38E+12	1.65E+11					1.83E+14
	2.33E+12	9.69E+10	3.36E+12	2.33E+11	1.53E+10					4.05E+14
	9.39E+11	7.88E+09	2.56E+11	8.13E+09	8.60E+08					1.39E+14
9	1.31E+13	1.22E+12	1.14E+13	1.69E+12	1.82E+11	1.13E+13	4.64E+12	1.06E+11	4.41E+11	6.97E+14
	8.37E+11	3.71E+10	1.21E+11	7.46E+10	1.06E+09					2.07E+12
	9.28E+12	1.08E+12	7.99E+12	1.40E+12	1.66E+11					1.77E+14
	2.11E+12	9.83E+10	3.06E+12	2.08E+11	1.34E+10					3.80E+14
	9.22E+11	8.61E+09	2.52E+11	7.84E+09	8.22E+08					1.39E+14
10	1.31E+13	1.34E+12	1.07E+13	1.70E+12	1.77E+11	1.06E+13	4.97E+12	1.07E+11	4.08E+11	6.51E+14
	1.25E+12	6.15E+10	1.86E+11	1.11E+11	1.53E+09					3.12E+12
	9.18E+12	1.18E+12	7.54E+12	1.41E+12	1.64E+11					1.66E+14
	1.84E+12	9.57E+10	2.70E+12	1.78E+11	1.12E+10					3.47E+14
	8.78E+11	9.07E+09	2.42E+11	7.29E+09	7.51E+08					1.35E+14
12	1.31E+13	1.63E+12	9.80E+12	1.71E+12	1.79E+11	9.65E+12	5.68E+12	1.13E+11	3.64E+11	5.94E+14
	2.03E+12	1.24E+11	3.33E+11	1.80E+11	2.53E+09					5.39E+12
	8.89E+12	1.41E+12	7.04E+12	1.39E+12	1.68E+11					1.53E+14
	1.40E+12	9.11E+10	2.19E+12	1.31E+11	8.43E+09					3.00E+14
	8.25E+11	1.03E+10	2.37E+11	6.41E+09	6.88E+08					1.36E+14
13	1.31E+13	1.83E+12	1.03E+13	1.69E+12	1.99E+11	1.00E+13	6.26E+12	1.21E+11	3.87E+11	6.33E+14
	2.03E+12	1.39E+11	3.50E+11	1.78E+11	2.80E+09					5.74E+12
	8.86E+12	1.58E+12	7.39E+12	1.37E+12	1.86E+11					1.63E+14
	1.40E+12	1.02E+11	2.30E+12	1.30E+11	9.34E+09					3.20E+14
	8.49E+11	1.14E+10	2.48E+11	6.33E+09	7.63E+08					1.44E+14

Удельное содержание (кг/т) актиноидов в ячейке с $R_g = 0,7$ см и $^{233}\text{U}-^{232}\text{Th}$ топливом $K_\infty = 1$ в зависимости от времени облучения и энерговыработки

Актиноиды		Время облучения (годы)						
		0	10 (суток)	50 (суток)	0,25	0,5	1	2
		Энерговыработка (МВт·сут/кг)						
A	Z	0	0.352	1.75	3.216	6.432	12.86	25.705
237	93	0.00E+00	5.16E-12	1.63E-08	2.42E-07	4.49E-06	3.14E-05	3.94E-04
236	92	0.00E+00	2.24E-08	4.79E-06	2.99E-05	2.33E-04	1.75E-03	1.19E-02
235	92	0.00E+00	7.52E-05	1.89E-03	6.41E-03	2.50E-02	9.17E-02	3.10E-01
234	92	0.00E+00	4.67E-02	2.42E-01	4.54E-01	9.17E-01	1.81E+00	3.45E+00
233	91	0.00E+00	4.27E-01	1.35E+00	1.68E+00	1.81E+00	1.77E+00	1.69E+00
233	92	7.20E+01	7.17E+01	7.10E+01	7.10E+01	7.14E+01	7.24E+01	7.38E+01
232	90	9.28E+02	9.28E+02	9.26E+02	9.24E+02	9.19E+02	9.10E+02	8.94E+02
232	92	0.00E+00	0.00E+00	5.49E-05	3.88E-04	9.37E-04	2.78E-03	8.82E-03
231	91	0.00E+00	0.00E+00	1.56E-03	8.77E-03	1.61E-02	3.13E-02	5.88E-02
228	90	0.00E+00	0.00E+00	6.92E-09	2.15E-07	8.91E-07	4.89E-06	2.86E-05
208	82	0.00E+00	0.00E+00	5.50E-12	2.10E-09	1.79E-08	2.09E-07	2.52E-06

Окончание табл. 10

Актиноиды		Время облучения (годы)						
		3	4	6	8	10	12	13
		Энерговыработка (МВт·сут/кг)						
A	Z	38.537	51.357	76.963	102.542	128.076	153.573	166.327
237	93	1.66E-03	4.51E-03	1.77E-02	4.53E-02	9.16E-02	1.58E-01	2.00E-01
236	92	3.45E-02	7.18E-02	1.94E-01	3.82E-01	6.32E-01	9.40E-01	1.12E+00
235	92	6.03E-01	9.46E-01	1.73E+00	2.57E+00	3.44E+00	4.27E+00	4.66E+00
234	92	4.94E+00	6.31E+00	8.72E+00	1.07E+01	1.24E+01	1.38E+01	1.43E+01
233	91	1.62E+00	1.55E+00	1.40E+00	1.30E+00	1.16E+00	1.06E+00	1.11E+00
233	92	7.45E+01	7.45E+01	7.29E+01	6.96E+01	6.39E+01	5.60E+01	5.20E+01
232	90	8.78E+02	8.62E+02	8.34E+02	8.07E+02	7.83E+02	7.61E+02	7.51E+02
232	92	5.08E-02	7.63E-02	1.27E-01	1.71E-01	2.07E-01	2.35E-01	2.45E-01
231	91	1.38E-01	1.64E-01	1.96E-01	2.11E-01	2.12E-01	2.01E-01	1.95E-01
228	90	4.28E-04	8.07E-04	1.80E-03	2.92E-03	3.97E-03	4.88E-03	5.26E-03
208	82	1.23E-04	3.23E-04	1.17E-03	2.72E-03	5.01E-03	7.94E-03	9.62E-03

Содержание суммы изотопов $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa} + ^{235}\text{U}$ при облучении до $T = 8$ лет превышает стартовое содержание ^{233}U , что иллюстрирует обеспечение самовоспроизводства активных изотопов при высоких значениях энерговыработки.

Удельное содержание [кг/т] разделившихся изотопов в ячейке с $R_e = 0,7$ см и $^{233}\text{U}-^{232}\text{Th}$ топливом $K_\infty = 1$ в зависимости от времени облучения и энерговыработки

Актиноиды		Время облучения (годы)						
		0	10 (суток)	50 (суток)	0,25	0,5	1	2
		Энерговыработка (МВт-сут/кг)						
A	Z	0	0,352	1,75	3,216	6,432	12,86	25,705
235	92	0.00E+00	5.57E-08	1.19E-05	7.48E-05	5.89E-04	4.41E-03	3.05E-02
234	92	0.00E+00	6.07E-06	1.55E-04	5.34E-04	2.17E-03	8.65E-03	3.35E-02
233	91	0.00E+00	1.55E-05	2.83E-04	7.31E-04	1.86E-03	4.13E-03	8.50E-03
233	92	0.00E+00	3.61E-01	1.79E+00	3.30E+00	6.59E+00	1.32E+01	2.63E+01
232	90	0.00E+00	1.02E-02	5.07E-02	9.32E-02	1.86E-01	3.69E-01	7.30E-01
232	92	0.00E+00	1.18E-07	3.72E-06	1.55E-05	8.65E-05	5.04E-04	3.07E-03
231	91	0.00E+00	1.32E-07	4.10E-06	1.41E-05	5.60E-05	2.15E-04	7.89E-04
сумма		0	0,37163	1,8446	3,39082	6,78165	13,56329	27,12645

Окончание табл. 11

Актиноиды		Время облучения (годы)						
		3	4	6	8	10	12	13
		Энерговыработка (МВт-сут/кг)						
A	Z	38,537	51,357	76,963	102,542	128,076	153,573	166,327
235	92	9.02E-02	1.91E-01	5.33E-01	1.09E+00	1.88E+00	2.97E+00	3.65E+00
234	92	7.29E-02	1.25E-01	2.63E-01	4.40E-01	6.45E-01	8.69E-01	9.93E-01
233	91	1.27E-02	1.66E-02	2.40E-02	3.08E-02	3.68E-02	4.21E-02	4.48E-02
233	92	3.94E+01	5.25E+01	7.84E+01	1.04E+02	1.30E+02	1.55E+02	1.67E+02
232	90	1.08E+00	1.43E+00	2.09E+00	2.74E+00	3.35E+00	3.93E+00	4.23E+00
232	92	8.66E-03	1.77E-02	4.66E-02	8.95E-02	1.45E-01	2.10E-01	2.47E-01
231	91	1.63E-03	2.67E-03	5.15E-03	7.94E-03	1.08E-02	1.34E-02	1.47E-02
сумма		40,68955	54,25258	81,37843	108,5046	135,6309	162,7575	176,3217

Основным делящимся изотопом является изотоп ^{233}U . Вместе с ним подвергаются делению изотопы ^{232}Th , ^{235}U , ^{234}U , ^{232}U .

Таблица 12

Удельное содержание [кг/т] изотопов, испытавших радиационный захват, в зависимости от времени облучения и энерговыработки в ячейке с $R_e = 0,7$ см и $^{233}\text{U}-^{232}\text{Th}$ топливом $K_\infty = 1$

Актиноиды		Время облучения (годы)						
		0	10 (суток)	50 (суток)	0,25	0,5	1	2
		Энерговыработка (МВт-сут/кг)						
A	Z	0	0,352	1,75	3,216	6,432	12,86	25,705
237	93	0.00E+00	3.75E-15	6.11E-11	1.74E-09	6.67E-08	1.14E-06	2.49E-05
236	92	0.00E+00	2.94E-11	3.08E-08	3.55E-07	5.55E-06	3.55E-05	4.39E-04
235	92	0.00E+00	2.24E-08	4.80E-06	3.01E-05	2.37E-04	1.78E-03	1.23E-02
234	92	0.00E+00	7.49E-05	1.90E-03	6.48E-03	2.57E-02	9.74E-02	3.51E-01
233	91	0.00E+00	8.44E-04	1.54E-02	3.99E-02	1.01E-01	2.24E-01	4.56E-01
233	92	0.00E+00	4.58E-02	2.28E-01	4.20E-01	8.40E-01	1.68E+00	3.36E+00
232	90	0.00E+00	4.84E-01	2.40E+00	4.39E+00	8.71E+00	1.72E+01	3.35E+01
232	92	0.00E+00	9.63E-08	3.03E-06	1.27E-05	7.09E-05	2.00E-04	9.91E-04
231	91	0.00E+00	4.75E-06	1.48E-04	5.09E-04	2.02E-03	7.69E-03	2.78E-02
сумма		0	0,53098	2,64162	4,85694	9,68091	19,17777	37,67522

Актиноиды		Время облучения (годы)						
		3	4	6	8	10	12	13
		Энерговыработка (МВт-сут/кг)						
A	Z	38,537	51,357	76,963	102,542	128,076	153,573	166,327
237	93	1.82E-04	6.71E-04	4.10E-03	1.46E-02	3.96E-02	8.98E-02	1.29E-01
236	92	1.91E-03	5.33E-03	2.23E-02	6.13E-02	1.34E-01	2.53E-01	3.37E-01
235	92	3.64E-02	7.72E-02	2.17E-01	4.45E-01	7.72E-01	1.20E+00	1.47E+00
234	92	7.26E-01	1.21E+00	2.47E+00	4.09E+00	6.07E+00	8.40E+00	9.74E+00
233	91	6.74E-01	8.83E-01	1.28E+00	1.66E+00	2.04E+00	2.40E+00	2.60E+00
233	92	5.04E+00	6.73E+00	1.01E+01	1.35E+01	1.70E+01	2.06E+01	2.23E+01
232	90	4.90E+01	6.39E+01	9.18E+01	1.18E+02	1.41E+02	1.62E+02	1.72E+02
232	92	2.71E-03	5.48E-03	1.44E-02	2.78E-02	4.54E-02	6.71E-02	7.98E-02
231	91	5.69E-02	9.27E-02	1.79E-01	2.78E-01	3.86E-01	5.02E-01	5.63E-01
сумма		55,58084	72,92004	106,0737	137,8702	167,5809	195,4794	209,56

Основным изотопом, испытывающим радиационный захват нейтронов, является ^{232}Th . Вместе с ним подвергаются радиационному захвату нейтронов изотопы ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{231}Pa , ^{233}Pa .

5. Обсуждение результатов расчетов

Работа реактора с самовоспроизводством активных изотопов урана возможна при удовлетворении двух, в общем-то, противоречивых условий:

– достаточно большого удельного содержания ядер, делящихся нейтронами всех энергий, для обеспечения критического состояния;

– обеспечение условий максимального поглощения нейтронов воспроизводящими изотопами.

В торий-урановом топливе требуется дополнительный запас реактивности для компенсации выгорания ядер ^{233}U и его запаздывающего воспроизводства вследствие сравнительно большого периода полураспада ($T_{1/2} = 27$ сут) нарабатываемых ядер ^{233}Pa .

Использование двух модификаций воды – тяжелой D_2O и легкой H_2O – с непрерывным изменением их относительного содержания и приемлемым темпом в процессе работы реактора представляет уникальную возможность для удовлетворения всех этих требований.

Использование D_2O в начале работы реактора обеспечивает повышенное содержание ^{233}U в топливе, пониженный захват нейтронов водой, ядрами тяжелых элементов, в том числе и самим ^{233}U , особенно при пониженном водотопливном отно-

шении. Непрерывное выгорание ^{233}U при задержке его воспроизводства из-за распада ^{233}Pa может быть скомпенсировано непрерывным разбавлением тяжелой воды легкой водой, сохраняя реактор в критическом состоянии. На начальной стадии обеспечивается максимально быстрая наработка ^{233}Pa , распадающегося в ^{233}U и в конечном счете восполняющего его выгорание.

По мере увеличения доли H_2O в воде смягчается спектр нейтронов в реакторе и повышается паразитный захват нейтронов водородом, осколками деления, нарабатываемыми актиноидами и ядрами самого ^{233}U . Это требует повышения удельного содержания ^{233}U в топливе для поддержания критического состояния реактора и таким образом обеспечивает повышенное воспроизводство ^{233}U .

На рис. 4 и 5 представлена энергетическая зависимость плотности нейтронного потока от времени облучения для ячейки МАГАТЭ с R_b 0,85 см и 0,7 см соответственно. Из рисунков видно, что в начальной стадии облучения плотность нейтронного потока по величине и энергетической зависимости приближается к значениям, присущим быстрым реакторам. Это особенно справедливо по мере уменьшения водотопливного отношения и при тяжелой воде. Подмешивание легкой воды со временем облучения сопровождается смягчением их спектра и понижением плотности потока нейтронов. Это и определяет изменения в скоростях реакций, содержании нарабатываемых изотопов, числах делений ядер и радиационного захвата ими, наблюдаемого по данным табл. 5–12.

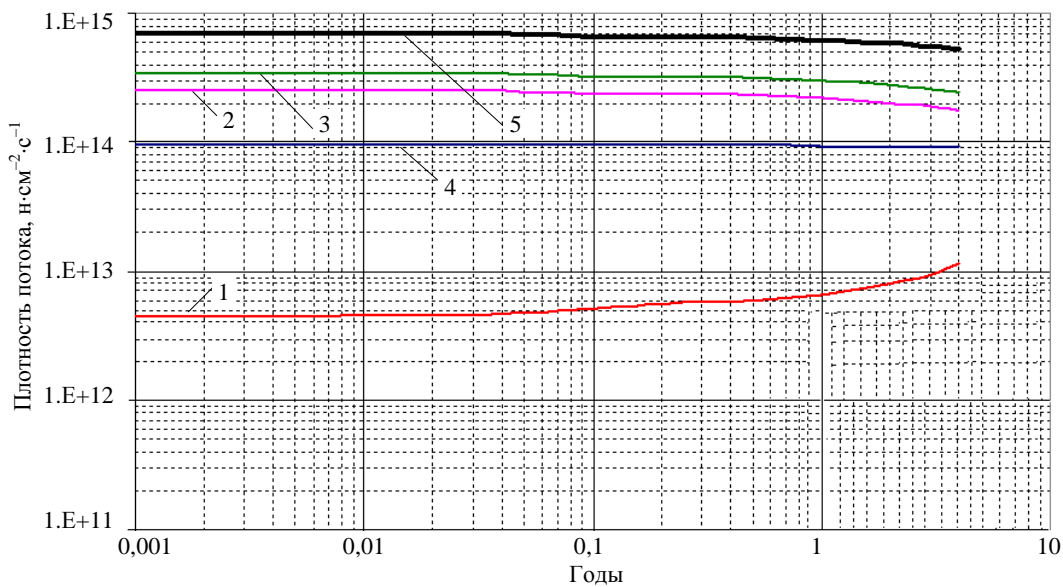


Рис. 4. Энергетическая зависимость плотности нейтронного потока от времени облучения в ячейке с $R_b = 0,85$ см: 1 – тепловая группа; 2 – 2-я группа; 3 – 3-я группа; 4 – 4-я группа; 5 – сумма

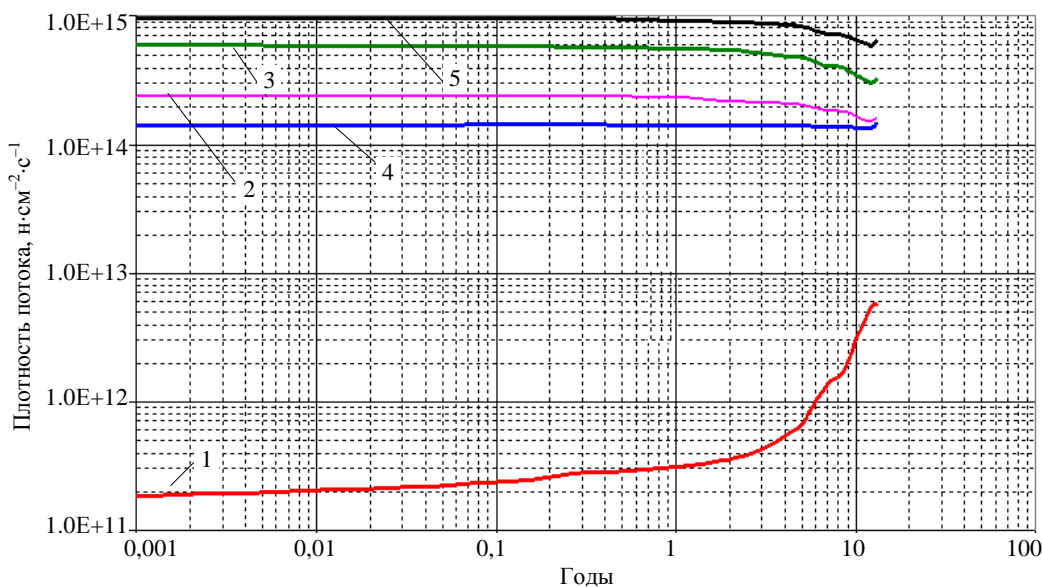


Рис. 5. Энергетическая зависимость плотности нейтронного потока от времени облучения в ячейке с $R_b = 0,7$ см: 1 – тепловая группа; 2 – 2-я группа; 3 – 3-я группа; 4 – 4-я группа; 5 – сумма

При потере воды в начале облучения реактивность ячейки понижается и характеризуется значением $K_\infty = 0,69$ для стандартной ячейки и $K_\infty = 0,98$ для ячейки с уменьшенным объемом воды. По-видимому, реальное водотопливное отношение будет характеризоваться промежуточными значениями K_∞ и стартовой загрузки ^{233}U .

Удержание критического состояния ячейки путём частичной замены тяжёлой воды лёгкой водой сопровождается расширенным воспроизводством суммы изотопов $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa} + ^{235}\text{U}$ в начале облучения и его понижением при дальнейшем облучении. Чем меньше воды в ячейке, тем дольше

сохраняется их расширенное воспроизводство. При этом увеличивается выгорание реакцией деления ядер с сохранением самовоспроизводства.

Обращает на себя внимание сравнительно низкая наработка ^{236}U и более тяжелых трансуранов в торий-урановом топливе, что упрощает обращение с радиоактивными отходами.

Содержание нарабатываемого изотопа ^{232}U определяет радиационные характеристики выделяемых из облученного топлива урана и тория. Содержание изотопа ^{228}Th определяет радиационные характеристики выделяемого из облученного топлива тория. Во время выдержки облученного

топлива ^{232}U распадается в ^{228}Th и таким образом повышает радиоактивность облученного тория.

Итак, видим, что использование торий-уранового топлива, тяжелой воды с ее разбавлением легкой водой в реакторах типа PWR и замкнутого торий-уранового топливного цикла обеспечивает решение основных проблем современной ядерной энергетики. Возможность достижения самовоспроизводства изотопов ^{233}U , ^{235}U и целесообразности замыкания топливного цикла переводит ядерную энерготехнологию из разряда технологий с исчерпаемым топливным ресурсом в разряд с возобновляемым топливным ресурсом. Глубокое выгорание ^{232}Th на стадии деления ядер ^{233}U и ^{235}U качественно понижает актиноидный компонент в радиоактивных отходах, что принципиально упрощает обращение с ними. Отсутствие обычно используемого запаса реактивности, повышение роли эффекта Доплера, задержка наработки ^{233}U на стадии распада ^{233}Pa облегчают управление реактором и повышают безопасность его работы. Физико-химические свойства торий-уранового топлива являются более предпочтительными для ядерной энергетики, чем аналогичные свойства уран-плутониевого топлива. Относительно высокое содержание радиологически опасного изотопа ^{232}U в нарабатываемом уране представляется технологическим барьером на пути использования ^{233}U реакторного топлива для изготовления ядерных взрывных устройств.

Заключение

Основной вывод состоит в том, что в результате расчётно-теоретических исследований показана возможность расширенного воспроизводства изотопов урана $^{233}\text{U} + ^{235}\text{U}$ в торий-урановом ($^{232}\text{Th}-^{233}\text{U}$) 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 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 обеспечивает повышенное содержание ^{233}U 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 воспроиз-

водства из-за распада ^{233}Pa критическое состояние реактора может быть обеспечено непрерывным разбавлением тяжелой воды легкой водой.

Расчеты показывают, что при пониженном водотопливном отношении разбавление тяжелой воды легкой водой на уровне ~20 % оказывается достаточным для удержания ячейки PWR в критическом состоянии до 8 лет при удельной мощности 211 Вт/см. Переход от ячейки к реальному реактору повлияет на численные значения, но не изменит основных выводов.

По изложенному материалу оформлена заявка на изобретение.

Авторы настоящей статьи выражают благодарность В. Ф. Колесову за полезное обсуждение результатов и Ю. В. Фроловой за помощь при проведении численных расчетов.

Список литературы

1. 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.
2. Киселев Г. В., Кочнев В. Н. История реализации ториевого режима в советском Атомном проекте // УФН. 2007. Т. 177, № 12. С. 1361–1384.
3. Беланова Т. С., Игнатюк А. В., Пашенко А. Б., Пляскин В. И. Радиационный захват нейтронов. Справочник – М.: Энергоатомиздат, 1986.
4. Маршалкин В. Е., Пovyшев 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.
5. 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.

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 17.06.2013.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2013, вып. 3, с. 12–29.