

# ИЗУЧЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЛЕГКОВОДНОГО РЕАКТОРА С (Th-U-Pu)-ТОПЛИВОМ

**Г.Г. Куликов\*, В.В. Артисюк\*\*, А.Н. Шмелев\*, В.А. Апсэ\***

*\*Московский инженерно-физический институт (государственный университет), г. Москва*

*\*\*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск*



Исследуется возможность утилизации оружейного плутония в легководных реакторах в составе гомогенной смеси с оксидами тория, урана и младших актинидов. Основное внимание обращено на защищенность от неконтролируемого распространения изотопа  $^{233}\text{U}$ , который образуется из тория в процессе облучения и может использоваться в режиме многократного рециклирования. Анализируется температурный коэффициент реактивности по теплоносителю в условиях равновесного и неравновесного топливных циклов.

## ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в связи с сокращением арсеналов ядерного оружия высвободилось значительное количество оружейных ядерных материалов, в том числе плутония. Необходимо не допустить его несанкционированного распространения и военного применения. Одним из способов решения этой проблемы является денатурирование оружейного плутония, т.е. изменение его изотопного состава, например, путем введения в его состав изотопа  $^{238}\text{Pu}$  [1–3].  $^{238}\text{Pu}$  является мощным источником тепла и нейтронов спонтанного деления, что значительно усложняет создание ядерного взрывного устройства из денатурированного плутония, а в случае его создания снижает энергетический выход [3]. Извлечь денатурирующий изотоп  $^{238}\text{Pu}$  из плутония можно только с помощью сложной технологии изотопного разделения, которую придется осуществлять в условиях повышенной радиации. Поэтому содержание  $^{238}\text{Pu}$  можно рассматривать как важную характеристику (степень) денатурирования оружейного плутония.

Согласно документам МАГАТЭ, плутоний, содержащий более 80%  $^{238}\text{Pu}$ , не является материалом прямого использования [1, 2]. В работе [4] показано, что плутоний, содержащий 20–30%  $^{238}\text{Pu}$ , по своим радиационным и теплофизическим свойствам также может рассматриваться как материал, хорошо защищенный от неконтролируемого распространения.

В данной работе исследуется возможность денатурирования оружейного плутония за один цикл облучения в реакторах типа ВВЭР. Кроме того, такая важная характеристика безопасности реактора, как температурный коэффициент реак-

© Г.Г. Куликов, В.В. Артисюк, А.Н. Шмелев, В.А. Апсэ, 2005

тивности по теплоносителю, оценивается для условий равновесного и неравновесного топливных циклов.

### ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Денатурировать оружейный плутоний можно, например, путем его облучения в ядерном реакторе вместе с младшими актинидами (МА)  $^{237}\text{Np}$  и  $^{241}\text{Am}$ , которые в результате радиационного захвата нейтрона и последующего быстрого радиоактивного распада (периоды полураспада 2,4 и 163 сут соответственно) превращаются в денатурирующий изотоп  $^{238}\text{Pu}$ . Поскольку цель состоит в денатурировании оружейного плутония, то желательно уменьшить образование нового плутония из  $^{238}\text{U}$ . Поэтому целесообразно, по возможности, снизить содержание  $^{238}\text{U}$  в топливе. Но это повлечет за собой уменьшение воспроизводства делящегося изотопа  $^{239}\text{Pu}$ , что, в свою очередь, приведет к сокращению кампании и снижению степени денатурирования оружейного плутония. В связи с этим предлагается добавить в топливо торий, из которого будет образовываться делящийся изотоп  $^{233}\text{U}$ , способствующий поддержанию размножающих свойств топлива. Кроме того, в тепловой и резонансной области энергий  $^{233}\text{U}$  характеризуется большим эффективным количеством нейтронов деления, чем  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{235}\text{U}$ , т.е. уран-ториевое топливо обладает улучшенным нейтронным балансом в этой энергетической области по сравнению с урановым топливом. Уран-ториевый топливный цикл перспективен для стран со значительными запасами ториевых руд (Индия, Бразилия).

Ряд работ [5–9] посвящен различным физическим особенностям использования легководных реакторов для утилизации оружейного плутония в составе уран-ториевого топлива. В работах [5–7] рассмотрена возможность утилизации энергетического и оружейного плутония в действующих и перспективных легководных реакторах. В [5] показано, что небольшие добавки  $^{237}\text{Np}$  и  $^{241}\text{Am}$  приводят к существенному увеличению содержания  $^{238}\text{Pu}$  в плутонии, что является важным барьером против его несанкционированного распространения. В [6] продемонстрировано, что плутоний сжигается значительно эффективнее в реакторе, загруженном уран-ториевым топливом, чем в реакторе с урановым топливом. В [7] сделан вывод о возможности улучшения характеристик безопасности эксплуатации легководного реактора с топливом на основе оксидов оружейного плутония и тория. В [8] показано, что уран-ториевое топливо позволяет достичь большей глубины выгорания и снизить наработку плутония, причем в таком топливе накапливается меньшее количество радиоактивных отходов, чем в урановом. В [9] обращено внимание на то, что эффективное сжигание плутония и МА требует более широкой решетки ТВЭЛов, чем в действующих легководных реакторах, и что возможно достижение отрицательных температурных коэффициентов реактивности топлива из смеси тория, плутония и МА. В настоящем исследовании рассматривается денатурирование плутония в гомогенной смеси с оксидами тория, урана и МА. Особое внимание обращено на защищенность  $^{233}\text{U}$ , который образуется из тория в процессе облучения и может использоваться в режиме многократного рециклирования.

### РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ И ПРИНЯТЫЕ ПРИБЛИЖЕНИЯ

В расчетах использовался программный комплекс SCALE-4.3 [10], предназначенный для лицензионных расчетов легководных реакторов. С помощью этого комплекса рассчитывались нейтронно-физические параметры одномерной бесконечной решетки ТВЭЛов и прослеживалось изменение изотопного состава топлива в процессе облучения. Транспортный расчет элементарной ячейки выполнялся в  $S_8$ -приближении с числом внутренних итераций, обеспечивающих оценку  $K_\infty$  с

точностью  $10^{-5}$ . Изотопный состав топлива пересчитывался через каждые 3 года работы реактора, что позволило оценить  $K_{\infty}$  с точностью  $10^{-4}$ . В расчетах выгорания топлива учитывались продукты деления с наибольшим влиянием на реактивность (81 изотоп). Расчеты проводились в 44-групповом приближении с использованием библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-V [11].

В настоящем исследовании предполагалось, что оружейный плутоний на 100% состоит из одного изотопа  $^{239}\text{Pu}$ . В качестве расчетной модели использовалась топливная ячейка реактора ВВЭР-1000 с конструкционными материалами из нержавеющей стали.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

### Неравновесный топливный цикл

Цель расчетов, результаты которых представлены в табл. 1, состояла в определении возможного уровня денатурирования оружейного плутония при введении  $^{237}\text{Np}$  и  $^{241}\text{Am}$  в состав (Th-U-Pu)-топлива. В этих расчетах состав свежего топлива и глубина выгорания определялись из следующих условий: начальный  $K_{\text{эфф}}=1,38$  (как в ВВЭР-1000 на традиционном урановом оксидном топливе), конечный  $K_{\text{эфф}}=1,00$ , а в свежем топливе соотношение  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/8$ . Это соотношение было выбрано, исходя из следующих соображений. По документам МАГАТЭ [1–2], обогащенный уран не относится к классу материалов прямого использования, если доля  $^{235}\text{U}$  в смеси с  $^{238}\text{U}$  не превышает 20%. Известно, что масса критической сферы (без отражателя) из  $^{233}\text{U}$  в 1,67 раза меньше, чем из  $^{235}\text{U}$ . Если разграничить материалы прямого и непрямого использования, руководствуясь массой их критической сферы без отражателя, то смесь  $^{238}\text{U}$  с  $^{233}\text{U}$  не относится к материалам прямого использования при содержании последнего менее 12% [12].

Поскольку свежее топливо, описанное в табл. 1, содержит существенную долю урана, то его плотность была принята равной теоретической плотности диоксида урана ( $10,96 \text{ г/см}^3$ ). Из табл. 1 видно, что достигаемая степень денатурирования плутония составляет около 20%. В настоящее время  $^{237}\text{Np}$  накоплено существенно больше, чем  $^{241}\text{Am}$ , и в дальнейших исследованиях в качестве источника образования денатурирующего изотопа  $^{238}\text{Pu}$  рассматривался только  $^{237}\text{Np}$ .

Таблица 1

### Характеристики денатурирования оружейного плутония при добавлении в топливо $^{237}\text{Np}$ и $^{241}\text{Am}$

Состав свежего топлива, % т.а.					Выгорание, % т.а.	$^{238}\text{Pu}/\text{Pu}$ , %
$^{232}\text{Th}$	$^{233}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$		
26,70	6,70	53,60	9,00	4,00	12,3	20,9
36,35	6,35	50,80	4,50	2,00	9,05	19,5
43,00	6,00	48,00	2,00	1,00	7,05	17,6
				$^{241}\text{Am}$		
8,70	8,70	69,60	9,00	4,00	15,9	17,1
18,80	8,30	66,40	4,50	2,00	12,3	15,8
28,33	7,63	61,00	2,00	1,00	9,68	14,1

### Равновесный топливный цикл

В рассматриваемых топливных циклах исходное топливо не содержит делящийся изотоп  $^{233}\text{U}$ . В последующих исследованиях анализируется равновесный режим, в котором  $^{233}\text{U}$  уже наработан в равновесном количестве и требуется лишь его

поддержание на этом уровне, т.е.  $K_{эф}(^{233}\text{U}) \cong 1$ . Поскольку рассматривались варианты с преобладанием тория в свежем топливе (50, 60 и 65%), то было принято, что плотность оксидного (Th-U-Pu)-топлива равна  $9,64 \text{ г/см}^3$  (несколько меньше, чем теоретическая плотность диоксида тория), а отношение  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U}$  в свежем топливе составляло 1/8. На долю  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{237}\text{Np}$  в свежем топливе приходилась фиксированная величина, в рамках которой менялось соотношение между оружейным плутонием и источником денатурирующего изотопа (см. табл. 2). Облучение продолжалось до тех пор, пока  $K_{эф}$  не снизится до 1,00, а начальные значения  $K_{эф}$  были различными.

Таблица 2

**Характеристики денатурирования оружейного плутония в равновесном топливном цикле (в свежем топливе  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U}=1/8$ )**

$K_{эф}(0)$	Состав свежего топлива, % т.а.		Выгорание, % т.а.	$^{238}\text{Pu}/\text{Pu}$ , %
	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$		
	$(^{232}\text{Th} = 50\%, ^{233}\text{U} = 2,4\%, ^{238}\text{U} = 19,2\%)$			
1,28987	19,9	8,5	12,89	21,73
1,25658	18,9	9,5	11,29	22,37
1,24014	18,4	10,0	10,46	22,51
1,22380	17,9	10,5	9,58	22,38
1,19136	16,9	11,5	7,72	21,37
	$(^{232}\text{Th} = 60\%, ^{233}\text{U} = 2,4\%, ^{238}\text{U} = 19,2\%)$			
1,30001	13,8	4,6	9,32	17,67
1,24931	12,7	5,7	7,66	19,18
1,23573	12,4	6,0	7,08	19,23
1,22672	12,2	6,2	6,69	19,14
1,21775	12,0	6,4	6,31	19,01
	$(^{232}\text{Th} = 65\%, ^{233}\text{U} = 2,36\%, ^{238}\text{U} = 18,88\%)$			
1,30855	10,76	3,0	7,94	15,68
1,26300	9,96	3,8	6,21	16,52
1,24069	9,56	4,2	5,47	16,75
1,21914	9,17	4,59	4,74	16,61
1,19665	8,76	5,00	3,98	16,01

Из табл. 2 видно, что для каждой величины содержания  $^{232}\text{Th}$  в свежем топливе (50, 60 и 65%) имеется такое соотношение между содержанием оружейного плутония и  $^{237}\text{Np}$ , которое позволяет достичь максимальной степени денатурирования оружейного плутония – 22,5, 19,2 и 16,8% соответственно. Графически это показано на рис. 1.

Поскольку предполагается, что свежее топливо уже содержит оружейный плутоний, то требование по разбавлению  $^{233}\text{U}$  до 12% в смеси с  $^{238}\text{U}$  для выведения  $^{233}\text{U}$  из класса материалов прямого использования, не выглядит обязательным. Поэтому в табл. 3 приведены результаты, аналогичные табл. 2, но для соотношения  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/3$ .

Видно, что в этом случае возможно достижение даже большей степени денатурирования оружейного плутония (при 50, 60 и 65% содержания  $^{232}\text{Th}$  в свежем топливе доля  $^{238}\text{Pu}$  составляет 27,9, 24,6 и 23,3% соответственно). Графически это показано на рис. 2.

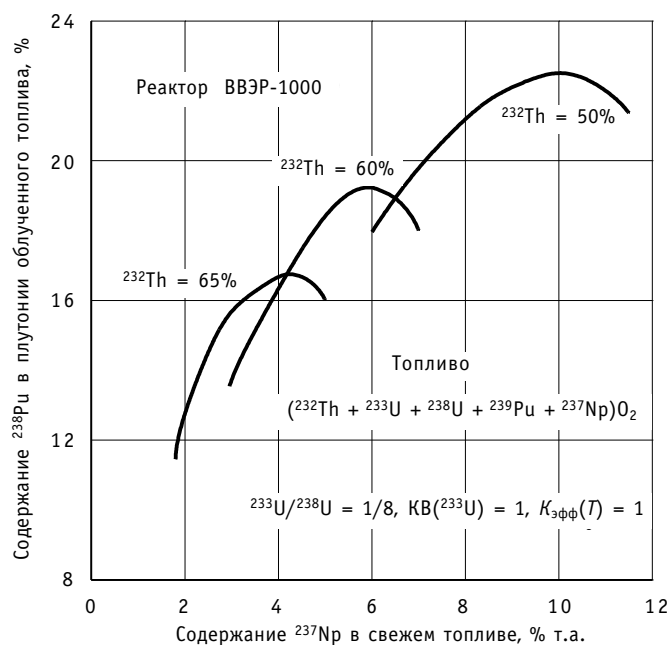


Рис.1. Зависимость степени денатурирования оружейного плутония в выгружаемом топливе реактора ВВЭР-1000 от содержания  $^{237}\text{Np}$  в свежем топливе при различной доле  $^{232}\text{Th}$  (соотношение  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/8$ )

Из представленных результатов можно заключить, что использование многокомпонентного оксидного топлива  $(^{232}\text{Th}\text{-}^{233}\text{U}\text{-}^{238}\text{U}\text{-}^{239}\text{Pu}\text{-}^{237}\text{Np})\text{O}_2$  позволяет за один цикл облучения добиться денатурирования оружейного плутония с содержанием в нем 17–28%  $^{238}\text{Pu}$ . Глубина выгорания топлива составляет 5–14% т.а.

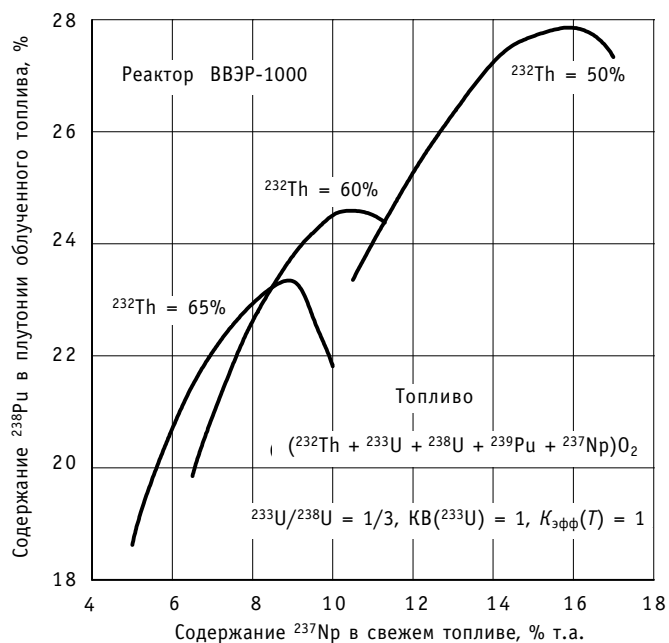


Рис.2. Зависимость степени денатурирования оружейного плутония в выгружаемом топливе реактора ВВЭР-1000 от содержания  $^{237}\text{Np}$  в свежем топливе при различной доле  $^{232}\text{Th}$  (соотношение  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/3$ )

Таблица 3

**Характеристики денатурирования оружейного плутония в равновесном топливном цикле (в свежем топливе  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/3$ )**

$K_{эфф}(0)$	Состав свежего топлива, % т.а.		Выгорание, % т.а.	$^{238}\text{Pu}/\text{Pu}$ , %
	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$		
	$(^{232}\text{Th} = 50\%, ^{233}\text{U} = 2,55\%, ^{238}\text{U} = 7,65\%)$			
1,26424	24,9	14,9	15,59	27,61
1,25152	24,4	15,4	14,91	27,73
1,23884	23,9	15,9	14,07	27,86
1,22621	23,4	16,4	13,25	27,77
1,21108	22,8	17,0	12,22	27,33
	$(^{232}\text{Th} = 60\%, ^{233}\text{U} = 2,7\%, ^{238}\text{U} = 8,1\%)$			
1,27671	19,5	9,7	12,47	24,33
1,26376	19,1	10,1	11,83	24,55
1,25087	18,7	10,5	11,18	24,59
1,23805	18,3	10,9	10,50	24,54
1,22528	17,9	11,3	9,76	24,38
	$(^{232}\text{Th} = 65\%, ^{233}\text{U} = 2,75\%, ^{238}\text{U} = 8,25\%)$			
1,31984	17,5	6,5	12,32	21,47
1,26295	16,0	8,0	9,92	22,93
1,22588	15,0	9,0	8,42	23,33
1,20751	14,5	9,5	7,46	22,69
1,18922	14,0	10,0	6,50	21,81

Зная загрузку активной зоны реактора ВВЭР-1000 (66 т), глубину выгорания топлива (около 4% т.а. за 3 года), долю оружейного плутония в топливе и глубину выгорания, нетрудно оценить, что в вариантах с максимальным денатурированием один реактор ВВЭР-1000 способен денатурировать около 1,5 т оружейного плутония в год. Эта величина слабо меняется от варианта к варианту, т.к. изменяющиеся доли оружейного плутония в топливе и его глубина выгорания взаимно компенсируют друг друга.

**Температурный коэффициент реактивности по теплоносителю**

Температурный коэффициент реактивности (ТКР) теплоносителя оценивался по следующей формуле:

$$\text{ТКР} = \{K_{\text{эф}}[\gamma_{\text{т/н}}(t')] - K_{\text{эф}}[\gamma_{\text{т/н}}(t_{\text{ном}})]\} / (t' - t_{\text{ном}}),$$

где  $K_{\text{эф}}$  – эффективный коэффициент размножения нейтронов;  $\gamma_{\text{т/н}}(t_{\text{ном}})$  – плотность теплоносителя при номинальной температуре  $t_{\text{ном}}$ ;  $\gamma_{\text{т/н}}(t')$  – плотность теплоносителя при повышенной температуре  $t'$ . Отметим, что в расчетах разница температур теплоносителя  $\Delta t = t' - t_{\text{ном}}$  была выбрана так ( $\Delta t = 29^\circ$ ), чтобы уменьшение плотности теплоносителя составило 10% от его номинальной величины.

Известно, что значительное содержание МА (в данном случае,  $^{237}\text{Np}$ ) и плутония в топливе ухудшает ТКР. Изменение ТКР в зависимости от глубины выгорания топлива для традиционного уранового оксидного топлива с обогащением 4,4%  $^{235}\text{U}$  и для топлива, содержащего 50 и 65%  $^{232}\text{Th}$ , с отношением  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/8$  и  $1/3$  показано на рис. 3, из которого видно, что чем меньше содержание  $^{232}\text{Th}$  и  $^{238}\text{U}$  в свежем топливе, тем ближе к нулю значение ТКР. Однако даже в предельном варианте с минимальным содержанием  $^{232}\text{Th}$  и  $^{238}\text{U}$  в свежем топливе ТКР остается отрицательным в процессе выгорания, но его абсолютная величина в конце кампа-

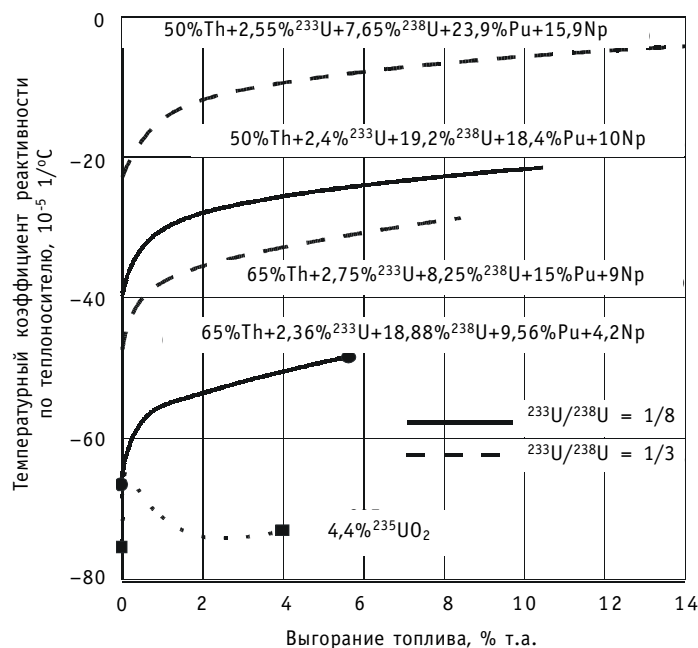


Рис.3. Зависимость ТКР от глубины выгорания топлива для традиционного уранового оксидного топлива (обогащение – 4,4%  $^{235}\text{U}$ ) и для топлива, содержащего 50 и 65%  $^{232}\text{Th}$  (соотношение  $^{233}\text{U}/^{238}\text{U} = 1/8$  и  $1/3$ )

нии в 25 раз меньше, чем аналогичная величина для традиционного уранового оксидного топлива. Отметим, что увеличение содержания  $^{235}\text{U}$  в топливе ухудшает ТКР.

В качестве примера в табл. 4 приведен состав свежего топлива (один из указанных на рис. 3) и изменение ТКР при увеличении содержания составляющих топлива на 1% т.а.

Таблица 4

**Состав топлива и чувствительность ТКР к увеличению содержания компонент топлива на 1 % т.а.**  
(ТКР =  $-39,6 \cdot 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$ )

Нуклид	$^{232}\text{Th}$	$^{233}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$
Состав топлива, %	50	2.4	19.2	18.4	10
$\Delta\text{ТКР} / \Delta 1\% \text{ т.а.}, 10^{-5} \text{ 1/}^\circ\text{C}$	-0.20	+3.73	-0.13	+2.04	+0.76

### Переход к установившемуся топливному циклу

Рассмотрим процесс перехода к установившемуся топливному циклу. Перейти к использованию  $^{233}\text{U}$  можно, если в начале облучения применять оружейный плутоний в смеси с  $^{235}\text{U}$  или только оружейный плутоний в качестве делящегося материала. Дальнейшие расчеты выполнены с учетом соблюдения следующих условий. Начальный  $K_{\text{эфф}} = 1,256$ , конечный  $K_{\text{эфф}} = 1,000$ . Уран переносится из облученного в свежее топливо следующего цикла облучения. Содержание  $^{238}\text{U}$  подбиралось так, чтобы разбавить  $^{233}\text{U}$  в  $^{238}\text{U}$  до 12% и  $^{235}\text{U}$  в  $^{238}\text{U}$  до 20%, т.е. уран не должен быть материалом прямого использования, хотя присутствие оружейного плутония в топливе делает это условие необязательным.

Рассмотрим случай, когда в первом цикле облучения топливо содержит  $^{235}\text{U}$ , который в дальнейшем заменяется на  $^{233}\text{U}$ , накапливающийся в тории. При этом использовалась следующая схема расчета: содержание оружейного плутония в

Таблица 5

**Первые 6 циклов переходного процесса с использованием  $^{235}\text{U}$  в свежем топливе**

№	Выгорание, % т.а.	Состав свежего и облученного топлива, % т.а.								ТКР, $10^{-5}$ , $1/^\circ\text{C}$	$^{238}\text{Pu}/\text{Pu}$ , %
		$^{232}\text{Th}$	$^{233}\text{U}$	$^{234}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{236}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$		
1	0	27,80	0	0	6,70	0	27,00	24,00	14,50	-15,8	0
	16,6	25,48	1,22	0,32	3,03	0,89	24,11	21,03	6,60	-0,5	26,8
2	0	33,29	1,22	0,32	3,03	0,89	24,11	24,00	13,14	-20,4	0
	15,3	30,81	1,72	0,55	1,53	1,06	21,52	20,61	6,24	-4,6	24,9
3	0	36,92	1,72	0,55	1,53	1,06	21,52	24,00	12,69	-22,4	0
	14,9	34,26	1,97	0,72	0,92	0,99	19,19	20,36	6,09	-6,3	24,3
4	0	37,18	1,97	0,72	0,92	0,99	21,60	24,00	12,62	-22,9	0
	14,8	34,52	2,06	0,84	0,69	0,86	19,24	20,32	6,04	-6,6	24,2
5	0	37,66	2,06	0,84	0,69	0,86	21,30	24,00	12,59	-23,1	0
	14,8	34,97	2,10	0,93	0,60	0,74	18,93	20,27	5,99	-6,8	24,2
6	0	37,77	2,10	0,93	0,60	0,74	21,20	24,00	12,66	-23,1	0
	14,9	35,07	2,11	0,92	0,56	0,63	18,88	20,30	5,99	-6,7	24,3

свежем топливе каждого цикла составляет 24%, а  $^{232}\text{Th}$  и  $^{237}\text{Np}$  пополняются так, чтобы обеспечить один и тот же начальный  $K_{\text{эф}}$ . Из табл. 5 видно, что установившийся режим достигается примерно на шестом цикле облучения. Степень денатурирования оружейного плутония при этом составляет около 24%. В переходном процессе она еще выше. Выгорание топлива достигает 15% т.а., что примерно в 3 раза выше, чем у традиционного уранового оксидного топлива. Отметим, что в установившемся режиме доля четных изотопов в плутонии составляет более 40%, что представляет существенный барьер для использования такого материала в качестве оружейного.

Теперь рассмотрим переходный процесс без использования  $^{235}\text{U}$  в начальной загрузке. Применялась схема скорейшего выхода на равновесие. При этом содержание  $^{238}\text{U}$  и  $^{237}\text{Np}$  в свежем топливе принималось таким же, как в свежем топливе предыдущего цикла облучения, а  $^{232}\text{Th}$  и  $^{239}\text{Pu}$  пополнялись в свежем топливе в пропорции, обеспечивающей начальный  $K_{\text{эф}} = 1,256$ . Из табл. 6 видно, что выйти на равновесный режим удалось уже в пятом цикле облучения. Степень денатурирования и глубина выгорания аналогичны предыдущему случаю. Отметим, что в конце первого цикла облучения ТКР существенно более отрицателен, чем в предыдущем случае. Это объясняется, прежде всего, отсутствием  $^{235}\text{U}$  в топливе.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В работе показано, что имеется принципиальная возможность достижения глубокого денатурирования оружейного плутония за один цикл его облучения в реакторе типа ВВЭР-1000 совместно с  $^{237}\text{Np}$ , используемом в качестве источника образования денатурирующего изотопа  $^{238}\text{Pu}$ . Содержание  $^{238}\text{Pu}$  в облученном плутонии достигает 25%. Это происходит в уран-ториевом топливном цикле, где накапливающийся делящийся изотоп  $^{233}\text{U}$  защищен от распространения путем его разбавления в  $^{238}\text{U}$ . Таким образом,  $^{238}\text{U}$  присутствует в топливе в минимально необходимом количестве. Соответственно накопление из него  $^{239}\text{Pu}$  также понижено, что способствует денатурированию оружейного плутония. Отметим, что в рассмотренных вариантах глубина выгорания облученного топлива составляет около 15% т.а. Это в 3 раза выше, чем у традиционного уранового оксидного топ-



Таблица 6

**Первые 6 циклов переходного процесса без использования  $^{235}\text{U}$  в свежем топливе**

№	Выгорание, % т.а.	Состав свежего и облученного топлива, % т.а.								ТКР, $10^{-5}$ 1/°C	$^{238}\text{Pu}/\text{Pu}$ , %
		$^{232}\text{Th}$	$^{233}\text{U}$	$^{234}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{236}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$		
1	0	38,32	0	0	0	0	21,20	27,82	12,66	-25,5	0
	16,0	35,33	1,53	0,33	0,08	0,01	18,63	22,17	5,33	-6,2	23,1
2	0	39,35	1,53	0,33	0,08	0,01	21,20	24,84	12,66	-25,4	0
	14,9	36,50	1,96	0,57	0,22	0,04	18,78	20,66	5,69	-7,8	24,0
3	0	39,29	1,96	0,57	0,22	0,04	21,20	24,06	12,66	-24,9	0
	14,8	36,50	2,10	0,75	0,35	0,09	18,83	20,23	5,79	-7,8	24,3
4	0	39,02	2,10	0,75	0,35	0,09	21,20	23,83	12,66	-24,4	0
	14,8	36,24	2,14	0,87	0,44	0,14	18,83	20,09	5,79	-7,6	24,5
5	0	38,76	2,14	0,87	0,44	0,14	21,20	23,79	12,66	-24,0	0
	14,9	35,99	2,14	0,95	0,51	0,19	18,83	20,09	5,84	-7,3	24,5
6	0	38,54	2,14	0,95	0,51	0,19	21,20	23,79	12,66	-23,7	0
	14,9	35,79	2,14	1,00	0,55	0,24	18,83	20,09	5,84	-7,1	24,5

лива, а температурный коэффициент реактивности теплоносителя остается отрицательным, хотя и существенно меньшим по абсолютной величине, чем у традиционного топлива.

### Литература

1. IAEA Safeguards: Aims, Limitations and Achievements, IAEA/SG/INF/4, IAEA, Vienna, 1983.
2. The Physical Protection of Nuclear Materials, INFCIRC/225/ Rev.2, IAEA, Vienna, 1989.
3. Volpi A.De. Denaturing fissile materials//Progress in Nuclear Energy. – 1982. – V. 10. – № 2. – P. 161-219.
4. Куликов Г.Г., Шмелев А.Н., Артисюк В.В., Апсэ В.А. О радиационных характеристиках плутония и урана-233, важных с точки зрения проблемы нераспространения//Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – № 3. – С. 94-104.
5. Aghara S.K., Beard C.A. Feasibility study of a proliferation-resistant fuel form for plutonium recycling//Nuclear Technology. – January 2002. – V. 137. – № 1. – P. 1-9.
6. Weaver K.D., Herrin J.S. Performance of thorium-based mixed-oxide fuels for the consumption of plutonium in current and advanced reactors//Nuclear Technology. – July 2003. – V. 143. – № 1. – P. 22-36.
7. Dziadosz D., Ake T.N., Saglam M., Sapyta J.J. Weapons-grade plutonium-thorium PWR assembly design and core safety analysis//Nuclear Technology. – July 2004. – V. 147. – № 1. – P. 69-83.
8. MacDonald P.E., Lee C.B. Use of thoria-urania fuels in PWRs: a general review of a NERI project to assess feasible core designs, economics, fabrication methods, in-pile thermal/mechanical behavior, and waste form characteristics//Nuclear Technology. – July 2004. – V. 147. – № 1. – P. 1-7.
9. Shwageraus E., Hejzlar P., Kazimi M.S. Use of thorium for transmutation of plutonium and minor actinides in PWRs//Nuclear Technology. – July 2004. – V. 147. – № 1. – P. 53-68.
10. SCALE 4.3: Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses of Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers. – NUREG/CR-0200, ORNL/NUREG/CSD-2/R5, Oak Ridge National Laboratory, January 1997.
11. Greene J., Lucius J.L., Petrie L.M., et al. AMPX: A Modular Code System for Generating Coupled Multi-Group Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B. – ORNL Report, ORNL/TM-3706, March 1976.
12. Forsberg A.A. et al. Definition of Weapon-Usable Uranium-233. – ORNL Report, ORNL/TM-13517, March 1998.

Поступила в редакцию 3.11.2004

of fuel subassemblies; decontamination of reactor production rooms and equipment;  $\bar{D} \sim 13$ ; 8 mSv.  
1972–1986, 1989–1997, 2000–2002 – normal operation of reactor;  $\bar{D} \sim 5$  mSv.

#### УДК 621.039.514

*About One Exact Solution of Kinetics Equation* \M.V. Kaschev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 5 pages, 1 illustration. – References, 4 titles.

Exact analytical solution of kinetics equation taking into account one weighted average delayed neutron group under line reactivity introduction was got.

#### УДК 621.039.5

*A Study of Physical Characteristics of Light-Water Reactor Loaded with (Th-U-Pu) Oxide Fuel* \G.G. Kulikov, V.V. Artisyuk, A.N. Shmelev, V.A. Apse; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 9 pages, 3 illustrations, 6 tables. – References, 12 titles.

The paper is devoted to analysis of weapon-grade plutonium utilization by its introduction into homogenous uranium and neptunium dioxides and irradiation in LWR. Main attention is given to proliferation protection of uranium-233, which is produced in neutron irradiation of thorium and may be used in multi-cycle LWR operation regime. Coolant temperature reactivity coefficients are determined for the established and non-established fuel cycles.

#### УДК 621.039.516

*About the Resonance Self-Shielding for Radioactive and Fission Capture of Uranium-235* \O.N. Pavlova, V.A. Doulin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 10 pages, 8 illustrations, 3 tables. – References, 10 titles.

Unexpected dependence of reactivity of uranium-235 samples on size of fast critical assembly BFS-79-5 whose softened spectrum was discovered in case uranium-235 samples enriched up to 90%. For small sample sizes its reactivities are negative. The analysis of this dependence has shown that values listed in ABBN – 93 can be predicted by calculations under following conditions:

- the effects of resonance self-shielding for radiative capture must be much lower for low values  $\sigma_0$ ;
- in accordance with the last microscopic experiments, group neutron cross-section of radiative capture must be larger in the resonance energy region.

#### УДК 621.039.54

*The Comparing Analysis of Different High Burnup Achievement Modes in Reactor Systems without Additional Absorbers* \V.I. Savander, M.A. Uvakin; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 6 pages, 1 illustration, 1 table. – References, 5 titles.

This work deals with comparing analysis of two different excess reactivity compensation modes in reactors without additional absorbers: uninterrupted reloads of nuclear fuel and operating neutron spectrum. This task was solved by preparing simple model of nuclear fuel burning process in heavy-water reactor with adjusted critically conditions. Such model allows calculating achievable burnup of nuclear fuel. This work contains the description of model, calculating scheme, and comparing analysis of obtained results.

#### УДК 628.4.047

*Handling of Spent Fuel of the First NPP* \D.P. Masalov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2005. – 4 pages, 4 illustrations, 1 table.

For cutting of spent fuel subassemblies in «hot» cell radioactive graphite and steel wastes are formed. By the end of 2005 graphite wastes (24,5 t, 1,26 TBk) and steel wastes (8,2 t, 262 TBk) will be