

УДК 621.039.6; 621.039.5

ГИБРИДНЫЙ РЕАКТОР СИНТЕЗА-ДЕЛЕНИЯ С ТОРИЕВЫМ БЛАНКЕТОМ. О ЕГО ПОТЕНЦИАЛЕ В ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов, В.А. Курнаев, Г.Х. Салахутдинов, Е.Г. Куликов, В.А. Апсэ

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

В настоящее время не прекращаются дискуссии о целесообразности вовлечения тория в топливный цикл ядерной энергетики. В данной статье показано, что топливо на основе ^{231}Pa — ^{232}U — ^{233}U —Th, которое можно накапливать в гибридном термоядерном реакторе (ГТР) с Th-blankетом, будучи использовано в легководном ядерном реакторе, открывает возможность достижения глубокого — до 30% тяжёлых атомов (т.а.) и даже сверхглубокого выгорания. Эта возможность обосновывается тем, что такое топливо обладает способностью стабилизации размножающих свойств в процессе глубокого выгорания. Помимо этого, применение такого топлива позволяет повысить защищённость ядерного топливного цикла (ЯТЦ) от неконтролируемого распространения делящихся материалов, так как в топливе, накапливаемом в Th-blankете, урановая фракция содержит беспрецедентно большую долю изотопа ^{232}U (в количестве нескольких процентов!), что в замкнутом ЯТЦ в существенной мере будет препятствовать переключению делящихся материалов на неэнергетические цели.

Ключевые слова: гибридный термоядерный реактор, ториевый blanket, протактиний-231, уран-232, глубокое выгорание топлива, нераспространение, замкнутый топливный цикл ядерных реакторов.

FUSION HYBRID WITH THORIUM BLANKET: ON ITS INNOVATIVE POTENTIAL IN FUEL CYCLE OF NUCLEAR REACTORS

A.N. Shmelev, G.G. Kulikov, V.A. Kurnaev, G.H. Salahutdinov, E.G. Kulikov, V.A. Apse

National Research Nuclear University MEPhI (Moscow Engineering Physics Institute), Moscow, Russia

Currently there are discussions about appropriateness of involving thorium into fuel cycle of nuclear power. The paper demonstrates the use of ^{231}Pa — ^{232}U — ^{233}U —Th composition to be produced in thorium blanket of hybrid thermonuclear reactor (HTR) as a fuel material of nuclear power light-water reactors that opens an opportunity to reach high (up to 30% of heavy metals) or even ultra-high fuel burn-up. The fuel composition is characterized by the stabilized neutron-multiplying properties in the process of high fuel burn-up. In addition, the fuel composition can upgrade the protection of nuclear fuel cycle against unauthorized proliferation of fissile materials due to the unprecedented large fraction of ^{232}U (at the level of several percents!) in uranium produced from thorium in the HTR blanket that can substantially complicate a diversion of fissile materials to illegal purposes from peaceful energy utilization.

Ключевые слова: hybrid thermonuclear reactor, thorium blanket, protactinium-231, uranium-232, high fuel burn-up, non-proliferation, closed fuel cycle of nuclear reactors.

ВВЕДЕНИЕ

Традиционно технология управляемого термоядерного синтеза (УТС) рассматривалась и рассматривается как источник энергии с практически неисчерпаемыми ресурсами на длительную перспективу. Однако ведущиеся разработки, освоение и введение в строй быстрых реакторов и замыкание ядерного топливного цикла (ЯТЦ) также позволят расширить топливную базу ядерной энергетики (ЯЭ) до практически неограниченных масштабов. В этих условиях представляется целесообразным включить в круг основных направлений исследований и разработок УТС работы, ориентированные на решение принципиальных задач, которые рано или поздно возникнут в крупномасштабной ЯЭ с замкнутым ЯТЦ.

Первая задача связана с сокращением объёма операций во внешней части ЯТЦ за счёт существенного увеличения глубины выгорания топлива в энергетических реакторах. Показано [1], что при использовании топлива на основе ^{231}Pa — ^{232}U — ^{233}U —Th в условиях легководного реактора принципиально возможно достижение глубокого (30% т.а.) и даже сверхглубокого (до 60% т.а.) выгорания.

Вторая задача — повышение защищённости ЯТЦ от неконтролируемого распространения делящихся материалов. В накапливаемом в Th-blankете топливе урановая фракция содержит беспрецедентно большую долю изотопа ^{232}U (в количестве нескольких процентов!). Это рассматривается как фактор, который в существенной степени препятствует переключению делящегося материала на неэнергетические цели.

Как показали исследования [2, 3], введение гибридных термоядерных реакторов (ГТР с Th-blankетом) в структуру топливного цикла ЯЭ может существенным образом повлиять на решение этих проблем. Причём главная функция ГТР будет состоять не в генерации энергии, а в наработке топлива с определённым нуклидным составом для ядерных реакторов.

В настоящей работе рассматриваются нейтронно-физические особенности накопления ядерного топлива в ториевом бланкете ГТР. Показано, что такое топливо характеризуется стабилизированными размножающими свойствами в течение кампании легководного реактора, а также повышенной защищённостью от несанкционированного использования. Рассмотрены преимущества включения ГТР с ториевым бланкетом в международный замкнутый ЯТЦ.

Обстоятельное описание истории исследований и разработок, а также современного состояния и перспектив гибридных термоядерных систем представлено в работе [4].

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ НАКОПЛЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В БЛАНКЕТЕ ГТР

Сравнение ториевого и уранового бланкетов ГТР. Как известно, в концепции ГТР предполагается, что термоядерные нейтроны (ДТ)-реакции синтеза с энергией 14,1 МэВ будут использоваться для облучения в бланкете урана или тория. Именно в ториевом бланкете наиболее ярко проявляется потенциал термоядерных нейтронов через осуществление пороговых $(n, 2n)$ - и $(n, 3n)$ -реакций, так как их сечения в ^{232}Th выше, чем в ^{238}U , и в то же время сечение деления ^{232}Th существенно ниже, чем ^{238}U (рис. 1, 2).

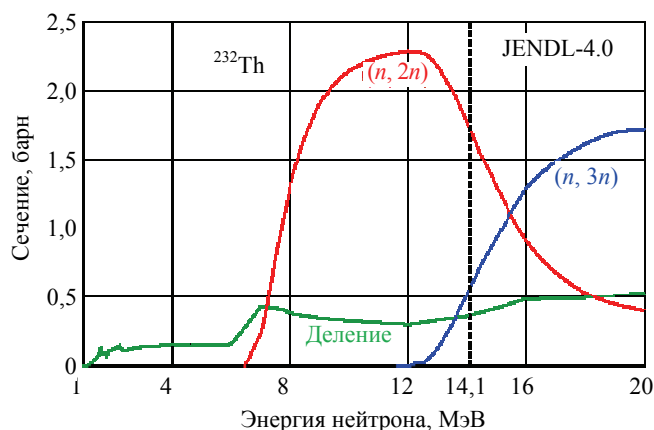


Рис. 1. Зависимость сечения деления и пороговых $(n, 2n)$ - и $(n, 3n)$ -реакций для ^{232}Th от энергии нейтронов (JENDL-4.0 — Japanese Evaluated Nuclear Data Library) [5]

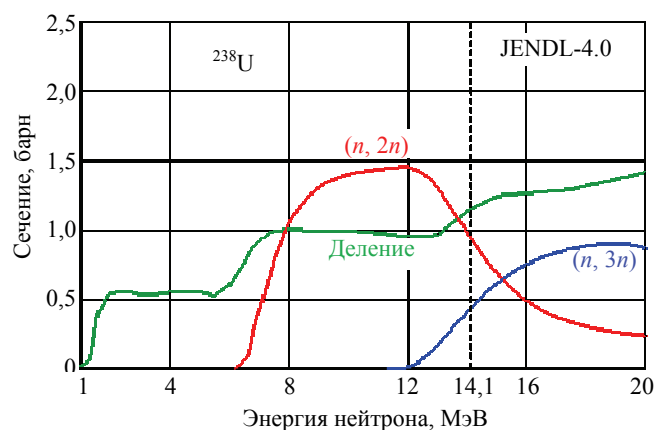


Рис. 2. Зависимость сечений деления и пороговых $(n, 2n)$ - и $(n, 3n)$ -реакций для ^{238}U от энергии нейтронов (JENDL-4.0) [5]

Из сравнения сечений $(n, 2n)$ - и $(n, 3n)$ -пороговых реакций для ^{232}Th и ^{238}U , а также их сечений деления можно заключить, что оба нуклида эффективно размножают термоядерные нейтроны. Однако различие в размножении нейтронов состоит в том, что ^{232}Th размножает их преимущественно через «пороговые» $(n, 2n)$ - и $(n, 3n)$ -каналы, а ^{238}U — через канал деления. Из этого следует, в Th-бланкете меньше энерговыделение и больше продуктов, рождающихся в результате реакций в «пороговых» каналах. Как будет показано далее, эти накапливаемые продукты полезны для топливного цикла ядерных реакторов, поэтому их следует учитывать при сравнении перспективности использования Th и U.

В табл. 1 приведены экспериментальные данные по скоростям реакций при облучении ^{232}Th и ^{238}U термоядерными нейтронами [6—9], подтверждающие соотношения между сечениями реакций.

Таблица 1. Скорость реакций (в расчёте на один нейтрон источника с энергией 14,1 МэВ) в экспериментальных сборках с торием и ураном

Реакция	Th-эксперимент	Реакция*	U-эксперимент
$^{232}\text{Th}(n, 2n) \dots ^{231}\text{Pa}$	$0,42 \pm 0,04$	$^{238}\text{U}(n, 2n) \dots ^{237}\text{Np}$	$0,277 \pm 0,008$
$^{232}\text{Th}(n, 3n) ^{230}\text{Th}$	$0,30 \pm 0,05$	$^{238}\text{U}(n, 3n) ^{236}\text{U}$	$0,327 \pm 0,052$
$^{232}\text{Th}(n, f)$	$0,174 \pm 0,01$	$^{238}\text{U}(n, f)$	$1,18 \pm 0,06$
		$^{235}\text{U}(n, f)^*$	$0,281 \pm 0,017$
$^{232}\text{Th}(n, \gamma) \dots ^{233}\text{U}$	$1,63 \pm 0,10$	$^{238}\text{U}(n, \gamma) \dots ^{239}\text{Pu}$	$4,08 \pm 0,24$
Утечка нейтронов	$0,78 \pm 0,04$	Утечка нейтронов	$0,41 \pm 0,02$

* Металлический природный уран, т.е. с 0,71% ^{235}U , использовался в качестве материала в урановой экспериментальной сборке [6, 7].

Из приведённых экспериментальных данных (см. табл. 1) видно, что выход $^{231}\text{Pa} + ^{230}\text{Th}$ -нуклидов в Th-бланкете (по существу, в свежем бланкете гибридного реактора) будет больше в расчёте на одно деление (на пару осколков деления), чем выход $^{237}\text{Np} + ^{236}\text{U}$ -нуклидов, накапливаемых также через каналы

пороговых реакций в U-бланкете. Можно видеть также, что энерговыделение в Th-бланкете в расчёте на одну DT-реакцию синтеза в 8,6 раза меньше, чем в бланкете природного урана.

Отметим, что бланкет со слабым энерговыделением конструктивно проще, что может оказаться важным при решении вопроса о том, где экономичнее производить энергию: в гибридном наработчике или в энергетическом ядерном реакторе. Важно также учитывать, что накапливаемое в Th-бланкете топливо с делящимся ^{233}U с точки зрения его размножающих свойств является более качественным топливом для тепловых реакторов, чем плутониевое топливо, накапливаемое в U-бланкете [10].

Цепочки нуклидных превращений при облучении тория в бланкете ГТР. При облучении тория в бланкете ГТР инициируются цепочки нуклидных превращений, которые можно сгруппировать следующим образом (рис. 3):

— «традиционная» ветвь, начинающаяся с захвата нейтрона торием, — захватный канал:

$^{232}\text{Th}(n, \gamma) \dots ^{233}\text{Pa}(\beta^-, T_{1/2} = 27 \text{ сут}) ^{233}\text{U}(n, \gamma) ^{234}\text{U}(n, \gamma) \dots$;

— «нетрадиционная» ветвь, начинающаяся с пороговых реакций $(n, 2n)$ и $(n, 3n)$ на тории, — пороговый канал: $^{232}\text{Th}(n, 2n) ^{231}\text{Th}(\beta^-, T_{1/2} = 26 \text{ ч}) ^{231}\text{Pa}(n, \gamma) ^{232}\text{Pa}(\beta^-, T_{1/2} = 1,3 \text{ сут}) ^{232}\text{U}(n, \gamma) ^{233}\text{U}(n, \gamma) \dots$;
 $^{232}\text{Th}(n, 3n) ^{230}\text{Th}(n, \gamma) ^{231}\text{Th}(\beta^-, T_{1/2} = 26 \text{ ч}) ^{231}\text{Pa}(n, \gamma) \dots ^{232}\text{U}(n, \gamma) \dots$

В результате этих реакций в облучаемом тории наряду с ^{233}U накапливаются ^{231}Pa и ^{232}U . Из табл. 1 видно, что пороговые каналы $(n, 2n)$ - и $(n, 3n)$ -реакций по интенсивности составляют более 40% по отношению к каналу захвата нейтронов в тории и образованию основного делящегося изотопа ^{233}U .

Нуклидный состав топлива, накапливаемого в ториевом бланкете ГТР. Из табл. 2 [11] видно, что с увеличением длительности облучения тория содержание нуклидов ^{230}Th и ^{231}Pa в тории возрастает и если протактиний может быть выделен из тория химическими методами, то нуклид ^{230}Th останется в общей массе тория, что указывает на целесообразность многократного рециклирования этого тория через бланкет ГТР для последующего накопления и выделения ^{231}Pa .

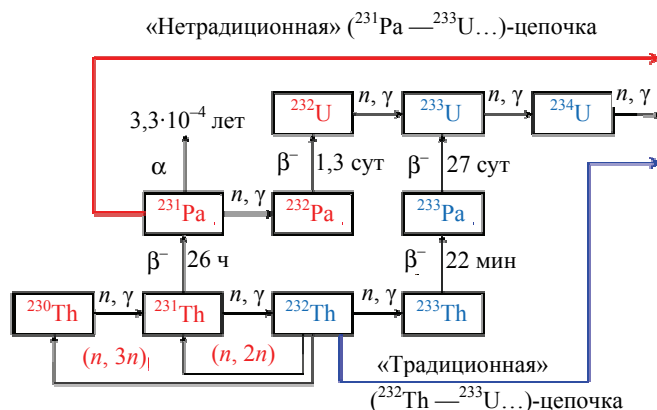


Рис. 3. Цепочки нуклидных превращений в ториевом бланкете

Таблица 2. Нуклидный состав накапливаемого топлива в Th-бланкете, кг/т тория

Нуклид	Время облучения, сут ¹				
	200	400	600	800	1000
^{230}Th	0,29	0,58	0,87	1,15	1,43
^{232}Th	997	993	989	986	982
^{231}Pa	0,68	1,30	1,85	2,33	2,75
$^{233}\text{Pa}^2$	0,45	0,46	0,46	0,47	0,47
^{232}U	0,03	0,13	0,29	0,51	0,78
^{233}U	1,77	3,94	6,09	8,23	10,3
^{234}U	0,0034	0,014	0,033	0,058	0,09
Продукты деления	0,51	4,54	6,87	9,27	11,64

¹ Нейтронная нагрузка на первую стенку 1 МВт/м².

² Нуклид ^{233}Pa в результате β -распада с $T_{1/2} = 27$ сут переходит в ^{233}U .

В табл. 3 показано соотношение между накоплением нуклидов «порогового» канала $^{230}\text{Th} + ^{231}\text{Pa} + ^{232}\text{U}$ и накоплением основного делящегося нуклида ^{233}U (с учётом ^{233}Pa), а также содержание ^{232}U в урановой фракции накапливаемого топлива.

Таблица 3. Соотношение между накоплением нуклидов «порогового» канала ($^{230}\text{Th} + ^{231}\text{Pa} + ^{232}\text{U}$) и накоплением основного делящегося нуклида ^{233}U (с учётом ^{233}Pa) и содержание ^{232}U в урановой фракции накапливаемого топлива

Нуклид	Время облучения, сут ¹				
	200	400	600	800	1000
$(^{230}\text{Th} + ^{231}\text{Pa} + ^{232}\text{U}) / (^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa})$	0,451	0,457	0,458	0,459	0,461
$^{232}\text{U} / (^{232}\text{U} + ^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa})$	0,015	0,029	0,042	0,055	0,067

¹ Нейтронная нагрузка на первую стенку 1 МВт/м².

Важно отметить, что продукты пороговых реакций ($n, 2n$) и ($n, 3n$) накапливаются в бланкете, во-первых, без расхода нейтронов (а даже с их размножением) и, во-вторых, в сопоставимом количестве с основным делящимся материалом.

Также можно видеть, что содержание изотопа ^{232}U в накапливаемом уране достигает значительной величины (табл. 4 [11]), а накопление более тяжелых изотопов урана, таких, как ^{234}U и ^{235}U , крайне мало.

Всю урановую фракцию можно назвать уникальным «высокообогащённым» ураном, поскольку, во-первых, в своём составе он содержит более 90% делящегося изотопа ^{233}U и, во-вторых, в его составе присутствует беспрецедентно высокое содержание другого изотопа ^{232}U (на уровне нескольких процентов!).

Уместно отметить здесь, что уже в работе [10] обращалось внимание на то, что изотоп ^{232}U повышает защищённость накапливаемой в бланкете урановой фракции от неконтролируемого распространения. Однако присутствие ^{232}U делает необходимым применение дистанционной технологии при производстве топлива и тепловыделяющих элементов для ядерных реакторов. Ранее этот аргумент рассматривался как очень весомый в рассуждении о «непривлекательности» накопления высокорadioактивного ядерного топлива. Однако в настоящее время наступает этап перехода к замыканию топливного цикла, и теперь уже в практическом плане рассматривается замкнутый топливный цикл с неполной очисткой циркулирующего топлива для целей нераспространения [12]. В бланкете ГТР этот фактор возникает как бы «естественным» образом.

Т а б л и ц а 4. Изотопный состав накапливаемого урана в Th-бланкете ГТР, %

Изотоп	Длительность облучения, сут				
	200	400	600	800	1000
^{232}U	1,5	2,86	4,22	5,50	6,70
^{233}U	98,2	96,9	95,3	93,9	92,5
^{234}U	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$3,1 \cdot 10^{-3}$	$4,8 \cdot 10^{-3}$	$6,3 \cdot 10^{-3}$	$7,7 \cdot 10^{-3}$
^{235}U	$0,2 \cdot 10^{-5}$	$0,9 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$3,6 \cdot 10^{-5}$	$5,6 \cdot 10^{-5}$

^{231}Pa — ^{232}U — ^{233}U -цепочка нуклидных превращений с постепенным улучшением размножающих свойств. При использовании традиционных композиций (U—Pu)- и (Th—U)-топлива в ядерных реакторах нуклиды с преимущественно размножающими (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu) и преимущественно поглощающими (^{234}U , ^{236}U , ^{240}Pu , ^{242}Pu) свойствами чередуются. Поэтому облучение такого топлива нейтронами реакторного спектра приводит к выгоранию делящихся и накоплению поглощающих нуклидов, что снижает критичность и, в конечном счёте, уменьшает глубину выгорания топлива. В отличие от этого, если нуклид ^{231}Pa , накопленный в ториевом бланкете ГТР, ввести в состав топлива ядерного реактора, то в нём реализуется следующая цепочка последовательных превращений нуклидов: ^{231}Pa (выгорающий поглотитель) $\rightarrow$ ^{232}U (умеренно делящийся нуклид) $\rightarrow$ ^{233}U (хорошо делящийся нуклид).

То, что ^{231}Pa может играть роль выгорающего поглотителя, можно видеть на рис. 4 и в табл. 5, где приведены сечения захвата нейтронов в ^{231}Pa и для сравнения сечение известного выгорающего поглотителя ^{157}Gd и известного сырьевого нуклида ^{238}U .

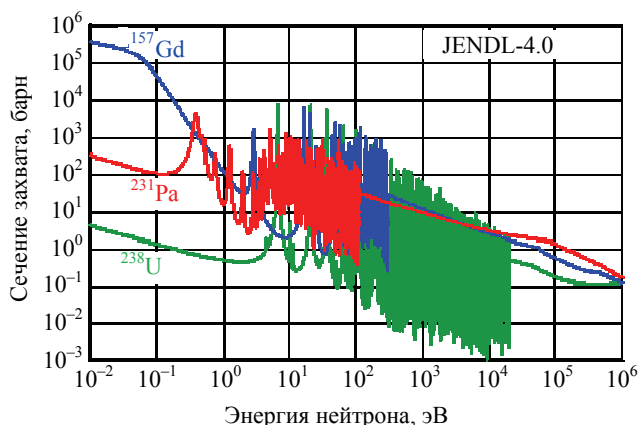


Рис. 4. Зависимость сечения захвата ^{157}Gd , ^{231}Pa и ^{238}U от энергии нейтронов

Т а б л и ц а 5. Сечение захвата нейтронов в тепловой точке и резонансный интеграл [5]

Нуклид	σ_c (2200 м/с), барн	Резонансный интеграл захвата нейтронов, барн
^{157}Gd	253 254	784
^{231}Pa	202	540
^{238}U	2,68	275
^{232}Th	7,34	83,8
^{230}Th	23,4	1042
^{232}U	$(\sigma_c/\sigma_f) = 75,4/76,5$	$(I_r/I_f) = 172/355$

Можно видеть, что в резонансной области энергий нейтронов величины резонансных интегралов захвата нейтронов для ^{231}Pa и ^{157}Gd сопоставимы, а в области тепловых энергий ^{231}Pa является достаточно сильным поглотителем нейтронов

(сечение захвата в тепловой точке составляет 202 барн, что существенно больше, чем сечение захвата для сырьевых ^{238}U и ^{232}Th — 2,68 и 7,34 барн соответственно), но не таким сильным поглотителем, как быстро выгорающий ^{157}Gd .

Поэтому ^{231}Pa , будучи введён в состав свежего топлива даже в количестве нескольких процентов, за счёт относительно большого сечения захвата нейтронов (см. рис. 4 и табл. 5) уменьшает начальный запас реактивности свежего топлива. А благодаря тому, что его сечение захвата не столь велико, как у ^{157}Gd , выгорать он будет медленнее, чем гадолиний. Это можно расценивать как благоприятный фактор, потому что стабилизация размножающих свойств будет поддерживаться до более глубоких выгораний топлива.

Таким образом, можно ожидать, что введение в состав топлива для ядерных реакторов ^{231}Pa проявится в изменении размножающих свойств подобно введению известного выгорающего поглотителя — гадолиния (^{157}Gd), достаточно широко используемого в легководных реакторах. Однако следует заметить, что ^{231}Pa как выгорающий поглотитель будет выгодно отличаться следующим образом от гадолиния.

Во-первых, его сечение поглощения не так велико, как у гадолиния, и поэтому он выгорает существенно медленнее и стабилизирующее влияние на размножающие свойства реактора сказывается существенно дольше, чем при использовании ^{157}Gd . В то же время сечение поглощения у ^{231}Pa существенно выше, чем у ^{232}Th , поэтому не потребуются введения чрезмерно большой доли ^{231}Pa в топливо, чтобы проявилось его положительное влияние.

Во-вторых, важно понимать, что реализация выгорания «выгорающего» поглотителя ^{231}Pa в ядерном реакторе на тепловых нейтронах в корне отличается от реализации выгорающих поглотителей, обычно используемых в топливе ядерных реакторов. Дело в том, что выгорание ^{231}Pa практически бездефицитно по расходу нейтронов цепной реакции (и даже прибыльно в более жёстком спектре нейтронов [13]). Поглощённые в ^{231}Pa нейтроны будут затем возвращены в цепную реакцию благодаря делению дочерних нуклидов, первый из которых ^{232}U является умеренно делящимся нуклидом для тепловых и промежуточных нейтронов. То, что ^{232}U умеренно делящийся нуклид, здесь понимается, во-первых, в том смысле, что его сечение деления существенно меньше, чем для ^{235}U , и, во-вторых, сечение деления и сечение радиационного захвата сопоставимы по величине как в области тепловых, так и в области резонансных энергий нейтронов (рис. 5).

Эти ядерные свойства ^{232}U определяют меньшее число избыточных нейтронов, появляющихся в результате поглощения нейтрона ядром ^{232}U , чем для ядра ^{235}U (рис. 6).

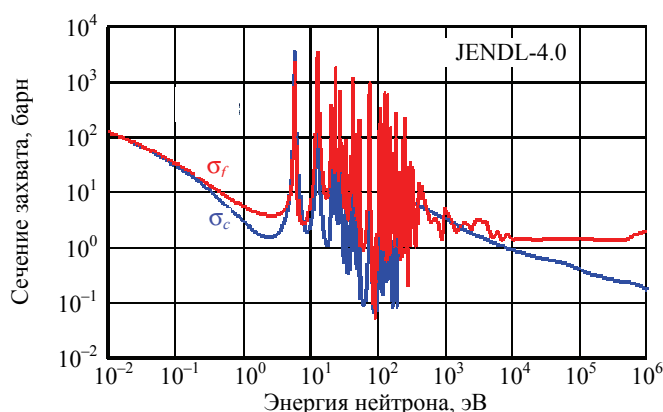


Рис. 5. Зависимость сечений деления и радиационного захвата для нуклида ^{232}U от энергии нейтрона

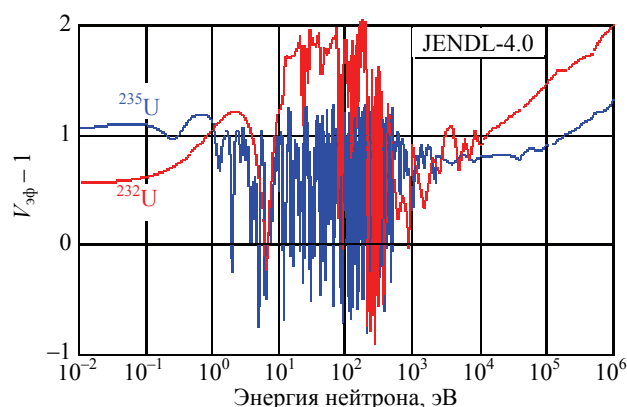


Рис. 6. Зависимость числа избыточных нейтронов в расчёте на одно поглощение в ^{232}U (в сравнении с ^{235}U) от энергии нейтрона

Однако в результате радиационного захвата нейтрона ядро ^{232}U нельзя считать потерянными, так как оно превращается в нуклид ^{233}U , который является хорошо известным высокоэффективным делящимся нуклидом. При делении ^{233}U вернёт потреблённые ранее в цепочки нейтроны и при этом ещё выделится и энергия.

Таким образом, в результате описанных превращений нуклидов размножающие свойства топлива будут последовательно улучшаться, что, с учётом накопления продуктов деления в процессе выгорания, будет служить залогом стабилизации размножающих свойств в процессе кампании реактора.

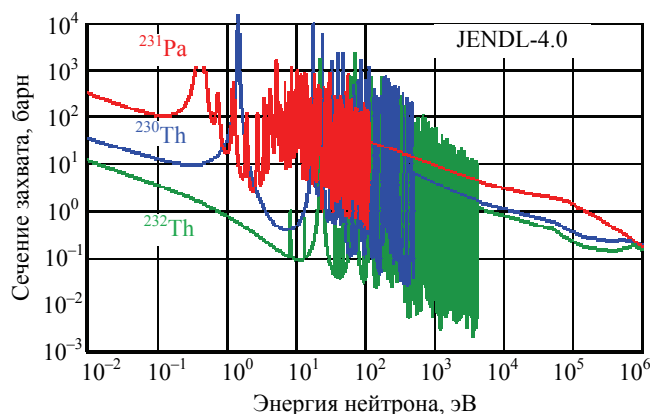


Рис. 7. Зависимость сечения захвата нейтронов для ^{230}Th , ^{231}Pa и ^{232}Th от энергии нейтронов

нейтронов и превращения в ^{231}Pa . Отметим, что ^{230}Th образуется через $(n, 3n)$ -канал с появлением двух дополнительных нейтронов, а образование ^{231}Pa через $(n, 2n)$ -канал или в результате захвата нейтронов изотопами ^{230}Th происходит с появлением одного дополнительного нейтрона, т.е. также с размножением нейтронов. Захват нейтронов ^{230}Th целесообразно осуществлять в периферийных слоях blankets.

Долгоживущий изотоп ^{230}Th является четвёртым нуклидом в цепочке радиоактивного распада ^{238}U , и поэтому он содержится в составе природных урановых и уран-ториевых руд. Учитывая указанное обстоятельство, целесообразно в ториевый blanket прежде всего загружать торий, извлечённый из соответствующих месторождений (в равновесной цепочке распада содержание ^{230}Th составляет около $2 \cdot 10^{-5}$ по отношению к урану).

ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЛЕГКОВОДНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА С ДЛИННОЙ КАМПАНИЕЙ ТОПЛИВА

Для получения расчётных оценок использовался программный комплекс SCALE-4.3 [14], предназначенный для лицензионных расчётов легководных реакторов. С помощью управляющего модуля SAS2H этого комплекса рассчитывались одномерная бесконечная решётка твэлов и состав топлива в процессе облучения. Транспортный расчёт ячейки выполнялся в P_3S_8 -приближении с числом внутренних итераций, обеспечивающих оценку K_∞ с точностью 10^{-5} . Пересчёт состава топлива осуществлялся через

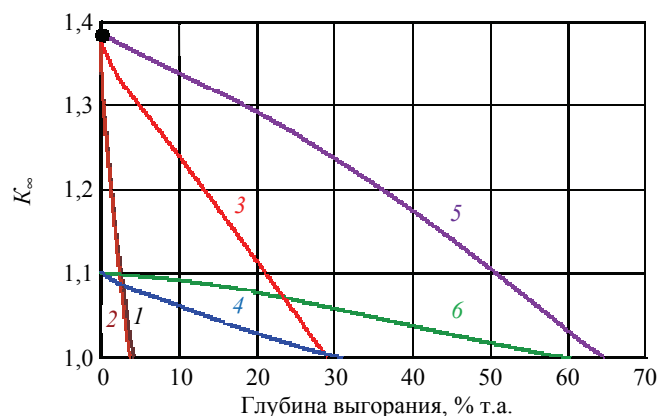


Рис. 8. Зависимость размножающих свойств от глубины выгорания различных видов топлива: 1 — $(4,4\% ^{235}\text{U} + 95,6\% ^{238}\text{U})\text{O}_2$; 2 — $(4\% ^{233}\text{U} + 96\% ^{232}\text{Th})\text{O}_2$; 3 — $(15\% ^{231}\text{Pa} + 22\% ^{233}\text{U} + 63\% ^{232}\text{Th})\text{O}_2$; 4 — $(30\% ^{231}\text{Pa} + 19\% ^{233}\text{U} + 51\% ^{232}\text{Th})\text{O}_2$; 5 — $(56\% ^{231}\text{Pa} + 44\% ^{233}\text{U})\text{O}_2$; 6 — $(71\% ^{231}\text{Pa} + 29\% ^{233}\text{U})\text{O}_2$

топлива с $4,4\% ^{235}\text{U}$ коэффициент размножения монотонно уменьшается с $K_\infty = 1,38$ до ~ 1 при достижении топливом выгорания $4,2\%$ т.а. (1). Практически такой же результат получается на ^{232}Th — ^{233}U -топливе с $4\% ^{233}\text{U}$ (2). Ситуация радикально меняется, как только в топливо вводится ^{231}Pa , который является исход-

По пороговому каналу $(n, 3n)$ -реакции образуется долгоживущий изотоп тория ^{230}Th ($T_{1/2} = 7,54 \cdot 10^4$ лет). Зависимость сечения захвата нейтронов для ^{230}Th от энергии показана на рис. 7. Для сравнения на этом же рисунке показаны сечения захвата для ^{232}Th и ^{231}Pa . Можно видеть, что изотоп ^{230}Th более сильный поглотитель тепловых нейтронов, чем ^{232}Th , но не такой сильный, как ^{231}Pa . Вместе с тем ^{230}Th характеризуется наибольшим резонансным интегралом захвата нейтронов.

Заметим, что при химической переработке тория, облучённого в blankets, изотоп ^{230}Th останется вместе с основным изотопом ^{232}Th и вновь окажется в blankets ГТР для повторного облучения, захвата нейтронов и превращения в ^{231}Pa . Отметим, что ^{230}Th образуется через $(n, 3n)$ -канал с появлением двух дополнительных нейтронов, а образование ^{231}Pa через $(n, 2n)$ -канал или в результате захвата нейтронов изотопами ^{230}Th происходит с появлением одного дополнительного нейтрона, т.е. также с размножением нейтронов. Захват нейтронов ^{230}Th целесообразно осуществлять в периферийных слоях blankets. Долгоживущий изотоп ^{230}Th является четвёртым нуклидом в цепочке радиоактивного распада ^{238}U , и поэтому он содержится в составе природных урановых и уран-ториевых руд. Учитывая указанное обстоятельство, целесообразно в ториевый blanket прежде всего загружать торий, извлечённый из соответствующих месторождений (в равновесной цепочке распада содержание ^{230}Th составляет около $2 \cdot 10^{-5}$ по отношению к урану).

каждые 4 года его эксплуатации в модельной задаче. При выгорании учитывались 83 продукта деления, влияние которых на реактивность было наибольшим. Расчёты проводились в 44-групповом приближении. Для этого использовался файл ядерных данных ENDF/B-IV с программой подготовки констант AMPX [15], причём число вторичных нейтронов, образующихся при делении ^{232}U , было скорректировано в соответствии с рекомендацией [16].

Нейтронно-физическое обоснование возможности достижения глубокого выгорания. На рис. 8 показано изменение коэффициента размножения нейтронов решётки легководного реактора типа ВВЭР по мере его работы на оксидном топливе различного состава. Видно, что при использовании стандартного оксидного уранового

ным нуклидом для связанной пары делящихся нуклидов ^{232}U — ^{233}U . Рассмотрены четыре нуклидных состава оксидного топлива с различным содержанием ^{231}Pa и ^{233}U (как с ^{232}Th , так и без него).

Видно, что при введении в топливо 15% ^{231}Pa и 22% ^{233}U (кривая 3) начальный коэффициент размножения $K_\infty = 1,38$ практически совпадает с таковым для стандартного уранового оксидного топлива. Если же в топливе доли ^{231}Pa и ^{233}U будут равны 30 и 19% соответственно (4), то начальный коэффициент размножения составит существенно меньшую величину $K_\infty = 1,1$. Отметим, что в процессе выгорания размножающие свойства как того, так и другого Pa-топлива равномерно уменьшаются до $K_\infty = 1,0$, пока топливо выгорает до ~30% т.а. Такие составы Pa-топлива выгодно отличаются от предыдущих составов слабым изменением реактивности с выгоранием. Эти варианты демонстрируют стабилизацию размножающих свойств в процессе выгорания благодаря возрастанию роли цепочки изотопных переходов ^{231}Pa — ^{232}U — ^{233}U .

На рис. 8 показаны также варианты 5, 6, которые, видимо, соответствуют предельно достижимой глубине выгорания в принятых предположениях о типе реактора и виде топлива [16, 17]. Это варианты, в которых доля ^{231}Pa в топливе максимальна при условии, что начальный коэффициент размножения составляет 1,4 и 1,1 соответственно, а торий в топливе отсутствует. Поскольку ^{231}Pa играет роль выгорающего поглотителя и предшественника связки двух делящихся нуклидов ^{232}U — ^{233}U , то удаётся достичь наибольшего из рассмотренных выгораний (60—65% т.а.), прежде чем коэффициент размножения уменьшится до $K_\infty = 1,0$.

Нужно заметить, что рассматриваемое смешанное оксидное топливо $\text{UO}_2 + \text{ThO}_2$ содержит новый протактиниевый компонент. Как известно [18], устойчивым оксидом протактиния является Pa_2O_5 плотностью 9,0 г/см³. Поскольку данные о структуре и свойствах трёхкомпонентных смесей оксидов урана, тория и протактиния в литературе отсутствуют, то в расчётах было принято, что средняя плотность рассматриваемого топлива составляет 9,6 г/см³ (плотность диоксида тория). К тому же на рис. 8 рассмотрены в том числе составы топлива с преимущественным содержанием тория.

В качестве перспективы развития легководных реакторов рассматривается концепция ВВЭР-СКД — легководный реактор со сверхкритическими параметрами теплоносителя [19]. В таком реакторе при пониженной доле водного теплоносителя спектр нейтронов оказывается более жёстким. В этих условиях введение в состав топлива нуклида ^{231}Pa и реализация цепочки нуклидных превращений нуклидов $^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$ происходит не только без расхода нейтронов, даже с положительным балансом [13], что иллюстрируется длительной стабилизацией размножающих свойств при выгорании топлива в топливной решётке такого реактора (рис. 9).

Отметим, что стандартное оксидное урановое топливо с 4,4% ^{235}U рассматривалось в циркониевой оболочке твэла с толщиной стенки 0,65 мм, остальные составы топлива — с оболочкой из нержавеющей стали с толщиной стенки 0,4 мм [20]. Как видно на рис. 8 и 9, ^{231}Pa — ^{232}U — ^{233}U -цепочка столь богата нейтронами и присутствие поглотителя нейтронов ^{231}Pa так ужесточает спектр нейтронов в эпитепловой и тепловой областях энергий нейтронов (рис. 10), что «нейтрализует» увеличение поглощения при переходе с циркониевой на стальную оболочку твэлов и позволяет добиться больших глубин выгорания.

Преимущества глубокого выгорания. Отметим преимущества, которые можно получить от

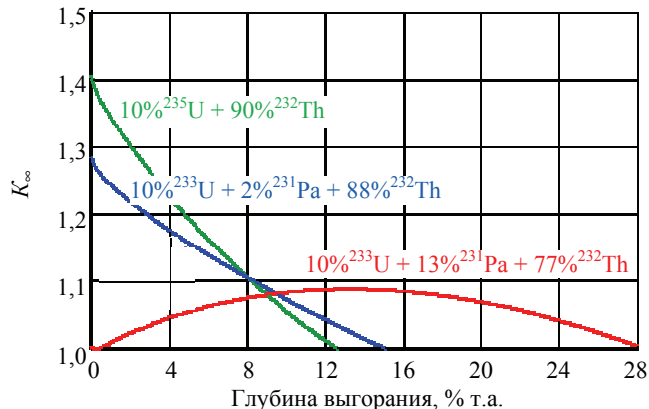


Рис. 9. Влияние ^{231}Pa на выгорание топлива ($\gamma_{\text{т/н}} = 0,1$ г/см³)

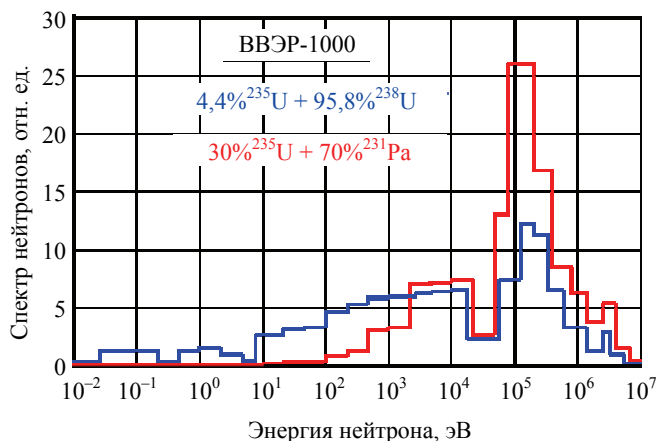


Рис. 10. Влияние протактиния на спектр нейтронов

использования топлива со стабилизированными размножающими свойствами до глубоких выгораний. Прежде всего это радикальное сокращение технологических операций, связанных с изготовлением топлива, его транспортировкой, а также с перегрузками топлива. Так, например, при переходе от традиционного топлива легководных реакторов с выгоранием 4—6% т.а. к топливу с выгоранием 30% т.а. количество перечисленных операций сократится примерно в 5—7 раз. Кроме экономических выгод, сокращение числа перегрузок означает существенное сокращение операций, при которых возможно переключение делящихся нуклидов на неэнергетические цели. Это повышает защищённость топливного цикла от неконтролируемого распространения.

Отметим ещё один фактор защиты уранового топлива — накопление в нём ^{232}U , который в существенной степени препятствует переключению урана. Изотоп ^{232}U является мощным и долговременным источником α -частиц ($T_{1/2} = 68,9$ лет), возрастающим в процессе выдержки, из-за накопления в нём дочерних продуктов распада. Интенсивный α -распад может затруднить применение существующей центрифужной технологии изотопного разделения для избавления от изотопа ^{232}U . Кроме того, α -распад является мощным источником тепла (830 Вт/кг), что в случае переключения такого топлива может привести к перегреву компонентов ядерного взрывного устройства (ЯВУ).

Вследствие жёсткого γ -излучения дочерних продуктов распада ^{232}U ядерный заряд, изготовленный из урана с заметной долей ^{232}U , потребует специальной дистанционной технологии обращения [21]. Изотоп ^{232}U является мощным источником нейтронов спонтанного деления (1300 н/(с·кг) [21]). Кроме того, испускаемые им α -частицы способны генерировать нейтроны в (α, n) -реакциях на ядрах лёгких элементов, которые всегда присутствуют в делящемся материале в виде примесей. Как известно [21], энергетический выход ЯВУ с таким материалом может быть существенно понижен в силу преждевременного запуска цепной реакции деления (режим предетонации).

Состав облучённого топлива. Из табл. 6 видно, что в облучённом топливе с начальным составом 30% ^{231}Pa + 19% ^{233}U + 51% ^{232}Th , характеризующемся благоприятным изменением реактивности (кривая 4 на рис. 8), к концу кампании накапливается 61% ^{232}U в уране. Это означает, что удельное тепловыделение урана, в котором находится привлекательный для переключения делящийся нуклид ^{233}U , составит 503 Вт/кг, т.е. примерно в 48 раз больше, чем у реакторного плутония (10,5 Вт/кг), и в 219 раз больше, чем у оружейного плутония (2,3 Вт/кг) [22]. Такое высокое тепловыделение урана существенно осложнит его неэнергетическое использование.

Т а б л и ц а 6. Нейтронно-физические характеристики решётки легководного реактора типа ВВЭР с рассматриваемым топливом

Характеристика	Диоксид ($^{231}\text{Pa} + ^{233}\text{U} + ^{232}\text{Th}$)			Диоксид урана (4,4% ^{235}U + 95,6% ^{238}U)
Состав свежего топлива, %				
^{231}Pa	0	30	71	
^{233}U	4	19	29	
^{232}Th	96	51	0	
Выгорание, % т.а.	3,6	31	60	4,2
Состав облучённого топлива, % т.а.				
^{232}Th	93,45	45,07	0,08	1,29% ^{235}U
^{231}Pa	0,0075	6,28	11,47	0,53% ^{236}U
^{232}U	0,0045	11,30	22,16	92,87% ^{238}U
^{233}U	2,47	5,01	3,50	0,66% ^{239}Pu
^{234}U	0,39	1,74	1,95	0,23% ^{240}Pu
^{235}U	0,068	0,49	0,65	0,16% ^{241}Pu
^{236}U	0,006	0,10	0,19	0,05% ^{242}Pu
Начало / конец топливной кампании (0)				
$\frac{dK_{\infty}(0)}{dt_{\text{топ}}} 10^{-5}$, 1/град	-3,3 / -2,5	-2,9 / -2,0	-2,4 / -0,74	-2,9 / -2,7
$\frac{dK_{\infty}(0)}{dt_{\text{т/н}}} 10^{-4}$, 1/град	-2,7 / -2,1	+0,61 / +2,4	+1,8 / +6,9	-7,2 / -7,0
$\Delta K_{\infty}^{\text{раб}-300\text{ }^{\circ}\text{C}}(0)$	-0,0300 / -0,0230	-0,0260 / -0,0165	-0,0176 / -0,0032	-0,0270 / -0,0251
$\Delta K_{\infty}^{300\text{ }^{\circ}\text{C}-50\text{ }^{\circ}\text{C}}(0)$	-0,0187 / -0,0146	-0,0159 / +0,0084	+0,0059 / +0,0487	-0,0601 / -0,0524

Конечно, в начале облучения топлива указанная характеристика ниже, а в свежем топливе тепловыделение незначительно. Для повышения его защищённости можно предусмотреть введение в свежее топливо некоторого количества ^{232}U , которое обеспечит необходимый уровень защиты. При рецикле топлива это будет осуществляться естественным образом.

Эффекты реактивности. Рассмотрим изменение коэффициента размножения K_∞ при изменении температуры и плотности топлива и теплоносителя в бесконечной решётке твэлов применительно к легководному реактору типа ВВЭР на оксидном топливе (см. табл. 6). Видно, что если топливо состоит в основном из сырьевых нуклидов ^{238}U или ^{232}Th , то все приведённые характеристики отрицательны, т.е. благоприятны для безопасности реактора. При введении в топливо 30% т.а. протактиния коэффициент чувствительности K_∞ по отношению к изменению температуры теплоносителя $dK_\infty/dt_{т/н}$ (который состоит из двух компонентов, обусловленных изменениями как температуры, так и плотности теплоносителя) становится положительным, т.е. неблагоприятным для безопасности реактора как у свежего, так и облучённого топлива. В конце топливной кампании при выводе реактора на мощность после перегрузки, когда температуры теплоносителя и топлива повышаются от холодного состояния (50 °C) до горячего (300 °C), соответствующий коэффициент чувствительности также положителен, хотя и мал по величине. При дальнейшем увеличении доли протактиния в топливе до 71% т.а. коэффициент чувствительности $dK_\infty/dt_{топ}$, связанный с эффектом Доплера в топливе, хотя и остаётся отрицательным, но уменьшается по абсолютной величине. Кроме того, коэффициент чувствительности по отношению к изменению температуры теплоносителя при одновременном повышении температуры теплоносителя и топлива от холодного до горячего состояния как для свежего, так и облучённого топлива также становится положительным. Отметим, что при повышении температуры теплоносителя и топлива от горячего (300 °C) до рабочего (раб) состояния соответствующий коэффициент чувствительности ($\Delta K_\infty^{\text{раб}-300\text{ }^\circ\text{C}}$) для топлива с содержанием 30% и 71% ^{231}Pa как в начале, так и в конце топливной кампании остаётся благоприятным для безопасности реактора.

В целом введение в топливо протактиния приводит к уменьшению по абсолютной величине отрицательных (благоприятных) характеристик безопасности решётки реактора типа ВВЭР и даже к появлению положительных (неблагоприятных) характеристик.

Однако следует учесть, что здесь рассматривается бесконечная решётка твэлов, т.е. не учитывается утечка нейтронов из активной зоны реактора. Учёт конечных размеров реактора сдвинет все характеристики его безопасности в сторону отрицательных (благоприятных) значений. Уместно напомнить, что транспортабельные реакторы и реакторы малой энергетики, как правило, имеют существенно меньшие размеры по сравнению с большими энергетическими реакторами типа ВВЭР.

Техническая осуществимость глубокого выгорания топлива. Возникает вопрос: насколько технически осуществимо глубокое выгорание топлива? Как отмечалось ранее, известны твэлы, в которых глубина выгорания виброуплотнённого оксидного топлива достигает 32% т.а. [20].

В рассматриваемом топливе в существенном количестве присутствует ^{231}Pa . При работе реактора часть его превращается в ^{232}U , который является стартовым нуклидом для цепочки радиоактивных распадов, заканчивающейся стабильным ^{208}Pb . Эта цепочка включает шесть α -распадов, в результате которых в топливе накапливается гелий. Если гелий составит значительную добавку к газообразным продуктам деления, то это усложнит проблему сохранения целостности оболочки твэла вследствие роста давления. В оценках предполагалось, что большую часть газообразных продуктов деления составляют изотопы инертных газов (ксенон, криптон), а также гелий и тритий, образующийся при тройном делении [23].

Расчёты по программе SCALE-4.3 [14] дали следующее содержание гелия, образовавшегося в результате α -распадов, в отношении к суммарному количеству газообразных продуктов деления: для варианта, когда свежее топливо содержит 30% ^{231}Pa , «гелиевая» добавка составляет 96% при выгорании 31% т.а., при начальном содержании ^{231}Pa 71% она составляет 242% при выгорании 60% т.а.

Видно, что для сохранения целостности оболочки твэла при глубоком и сверхглубоком выгорании топлива эта проблема может оказаться существенной. Поэтому для достижения таких выгораний можно периодически применять технологию типа DUPIC (Direct Use of Pressurized Reactor Spent Fuel in CANDU) [24] с тем, чтобы удалять из топлива газообразные вещества и продолжать работу реактора.

При работе реактора конструкционный материал подвергается воздействию нейтронного поля. Это приводит к ухудшению его прочностных свойств и, как следствие, к его разрушению. В настоящее время максимальное допустимое достигнутое число смещений атомов сна для некоторых марок сталей, используемых в качестве конструкционного материала, до потери ими прочностных свойств составляет 68—150 [25]. Исходя из этого, топливо с глубиной выгорания до 60% т.а. может быть использовано без обновления оболочек ТВЭЛов (табл. 7).

Т а б л и ц а 7. Параметры топлива, нержавеющей стали и нейтронного поля к концу кампании топлива

Характеристика	Диоксид ($^{231}\text{Pa} + ^{233}\text{U} + ^{232}\text{Th}$)			Диоксид урана (4,4% $^{235}\text{U} + 95,6\% ^{238}\text{U}$)
Состав свежего топлива, %				
^{231}Pa	0	30	71	
^{233}U	4	19	29	
^{232}Th	96	51	0	
Выгорание, % т.а.	3,6	31	60	4,2
СНА (нержавеющая сталь)	6,5	66	128	7,9
Флюенс нейтронов, 10^{23} н/см^2 , $E_n > 0,1 \text{ МэВ}$	0,12	1,14	3,01	0,13

Согласно работе [26] стальные ТВЭЛы способны выдерживать флюенс нейтронов с энергией больше 0,1 МэВ до величины $4 \cdot 10^{23} \text{ н/см}^2$. Оценки показали, что в рассматриваемых вариантах флюенс высокоэнергетичных нейтронов даже при максимальной глубине выгорания топлива (60% т.а.) составляет меньшую величину (см. табл. 7). Однако при необходимости можно воспользоваться термомеханической технологией типа DUPIC для обновления оболочки ТВЭЛ и продолжения облучения.

Увеличение длины кампании топлива до 50 лет. Проведённые исследования позволяют оценить некоторые параметры легководных реакторов, которые можно условно отнести к типу BLACK BOX («чёрный ящик»). Будем так называть реакторы с кампанией топлива, равной сроку службы реактора ~50 лет (табл. 8). В этой таблице для сравнения приведены также соответствующие характеристики стандартного реактора типа ВВЭР с диоксидным топливом, содержащим 4,4% ^{235}U .

Т а б л и ц а 8. Некоторые характеристики реактора типа ВВЭР и реактора типа «чёрный ящик»

Характеристика	ВВЭР, диоксид урана	«Чёрный ящик», диоксидное топливо			
Состав свежего топлива	4,4% ^{235}U	30% $^{231}\text{Pa} + 19\% ^{233}\text{U} + 51\% ^{232}\text{Th}$		71% $^{231}\text{Pa} + 29\% ^{233}\text{U}$	
Плотность топлива, г/см ³	10,3	9,6	9,6	9,6	9,6
Выгорание, % т.а.	4,2	31	31	60	60
Энергонапряжённость, МВт/м ³	113	78	39	113	75
Кампания, год*	2,33	25	50	33	50
СНА (нержавеющая сталь)	7,9	66	66	128	128

*Без учёта времени перегрузки топлива.

Видно, что период кампании топлива 50 лет может достигаться при выгорании 31% т.а. и выше, правда, за счёт определённого снижения теплонапряжённости активной зоны (для выгорания 31% т.а. требуется снижение энергонапряжённости в 2 раза, для выгорания 60% т.а. — в 1,5 раза). Необходимо отметить, что снижение теплонапряжённости в настоящее время используется в разработке реакторов с повышенной безопасностью [26].

Расчёты, выполненные на пониженном уровне теплонапряжённости, показали, что изменение реактивности топлива лишь «растягивается» по времени по сравнению с расчётом на стандартном уровне энергонапряжённости. Как уже указывалось, величина повреждающей дозы стального покрытия ТВЭЛов (128 сна при глубине выгорания 60% т.а.) хотя и велика, но считается достижимой в будущем.

Ранее уже отмечалось, что длительные кампании с топливом, содержащим ^{231}Pa , приводят к значительному увеличению количества газообразных продуктов из-за образования гелия в α -распадах ^{232}U и его дочерних нуклидов. Оценки показали, что для 50-летней кампании количество газообразных продуктов увеличится на 266 и 340% для вариантов с 30 и 71% ^{231}Pa в свежем топливе соответственно. Эта особенность может оказаться серьёзной проблемой, с которой в дальнейшем придётся считаться. Видимо, эту проблему можно было бы решить с помощью DUPIC-технологии, периодически удаляя газообразные продукты из топлива и продолжая облучение.

О КОНЦЕПЦИИ МЕЖДУНАРОДНОГО ЗАМКНУТОГО ЯТЦ

В рамках концепции GNEP (Global Nuclear Energy Partnership — Глобальное ядерно-энергетическое партнёрство) [27, 28] предложен международный замкнутый топливный цикл: АЭС, разбросанные по всему миру, питаются природным и регенерированным ураном, а избыточный плутоний практически полностью сжигается в специальных сжигателях, размещённых на территории международных центров, что и позволит обеспечить режим нераспространения. Эта концепция имеет три неблагоприятных особенности.

Во-первых, она ориентирована на использование дешёвых урановых ресурсов, хотя и подразумевает возможность сжигания плутония в центрах. Таким образом, либо международные центры должны будут вобрать в себя весь плутониевый топливный цикл, либо придётся защитить плутоний от неконтролируемого распространения с тем, чтобы его можно было использовать за пределами международных центров. Обе альтернативы трудновыполнимы.

Во-вторых, как известно, на 1 т урана, сожжённого в урановых легководных реакторах, накапливается около 1/3 т плутония. Его сжигание будет означать, что около 30% атомных мощностей придётся сосредоточить в таких международных центрах. Это будет беспрецедентная концентрация энергетических мощностей даже для существующего масштаба ядерной энергетики [29].

В-третьих, использование центрифужной технологии (уже достаточно широко распространившейся по миру) для обогащения природного урана приводит к тому, что слабообогащённый уран для подпитки АЭС стал чуть ли не самым привлекательным материалом для превращения его в высокообогащённый (оружейный) уран [30, 31]. Поэтому слабообогащённый уран в составе свежего топлива для АЭС должен быть также надёжно защищён.

Для нивелирования этих неблагоприятных особенностей концепции GNEP, предложенной в США, предлагается включить в международные центры ГТР с Th-blankетом. Схема такого международного замкнутого ЯТЦ, который включает международные центры, отвечающие за регенерацию топлива, и парк тепловых реакторов, генерирующих энергию по всему миру, показана на рис. 11.

Предполагается, что в международных центрах, подпитываемых регенерированным ураном и торием, быстрые реакторы (БР) используют Pu—Th-топливо, конвертируя Pu в ^{233}U , в Th-blанкете ГТР нарабатывается ^{231}Pa — ^{232}U — ^{233}U -смесь нуклидов. Тепловые реакторы (ТР) используют урановое многоизотопное топливо $^{232}\text{—}^{236}\text{U}$, ^{238}U + ^{231}Pa , которое формируется смешиванием регенерата урана тепловых реакторов $^{234}\text{—}^{236}\text{U}$, ^{238}U , накопленной в ГТР смеси ^{231}Pa — ^{232}U — ^{233}U , а также ^{233}U из быстрых реакторов, т.е. без применения технологии разделения изотопов.

Благодаря наличию в таком топливе ^{231}Pa в значимых количествах оно будет характеризоваться стабилизированными размножающими свойствами в процессе глубокого выгорания. Использование ^{231}Pa приводит к улучшению баланса нейтронов нового топлива и ужесточению спектра нейтронов. Это позволяет перейти с циркониевых на стальные оболочки твэлов, открывающие технические возможности для осуществления глубокого выгорания топлива.

Это топливо также будет отличаться защищённостью от неконтролируемого распространения, поскольку хорошо делящиеся изотопы ^{233}U и ^{235}U находятся по атомному весу «в окружении» с обеих сторон изотопами урана — поглотителями, а также существенной долей ^{232}U . Накопление плутония будет существенно уменьшено из-за пониженной доли ^{238}U в топливе. А присутствие в составе урана изотопа ^{236}U обуславливает цепочку реакций с накоплением ^{238}Pu , который защищает плутоний от распространения [21], являясь в этом смысле аналогом ^{232}U для урана.

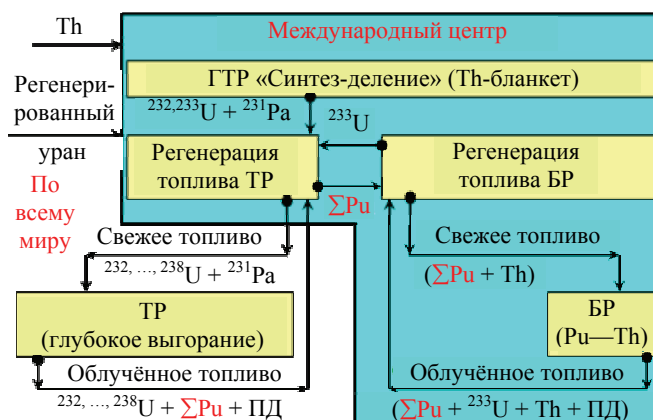


Рис. 11. Схема замкнутого топливного цикла с совместным использованием регенерированного урана и тория

В таком международном замкнутом ЯТЦ используется весь потенциал как урана, так и тория, т.е. топливная база становится практически неограниченной. Отметим, что доля мощностей ГТР в замкнутом ЯТЦ будет невелика благодаря существенно меньшей энергии, сопутствующей генерации избыточных нейтронов в реакции синтеза [32], по сравнению с электроядерной технологией и даже по сравнению с технологией быстрых реакторов. Вследствие этого включение ГТР в замкнутый ЯТЦ принципиально может сделать структуру ядерной энергетической системы более гибкой [33—35].

Таким образом, изложенное рассмотрение позволяет заключить, что **включение гибридных термоядерных реакторов с Th-бланкетом в замкнутый топливный цикл ядерных реакторов позволило бы:**

- сравнительно быстро отказаться от добычи природного урана (тем более от освоения новых месторождений) и перейти на использование регенерированного урана. Хорошо известно, что уже добыто и уже находится в составе облучённого топлива, а также в виде обеднённого урана такое большое количество урана, что его хватит на несколько столетий для ЯЭ;
- сравнительно быстро отказаться от необходимости использовать любую технологию изотопного разделения для обеспечения топливом международной ЯЭ;
- сразу же накапливаемый в ГТР делящийся материал сам будет защищённым материалом в отношении неконтролируемого распространения;
- сразу же низкообогащённый уран в составе топлива энергетических реакторов станет защищённым от несанкционированных попыток его обогащать;
- на долгий период уран останется основным компонентом топлива энергетических ядерных реакторов (компонентом делящейся и сырьевой, ведь это будет уран, содержащий, главным образом, изотопы $^{233}\text{U} + ^{238}\text{U}$);
- использование «долгоживущих» активных зон энергетических ядерных реакторов — радикальное сокращение масштабов рециркуляции ядерных материалов для целей регенерации топлива, а также повышение потенциала автономности этих источников энергии. Это — возможность сокращения транспортных потоков радиоактивных материалов и повышения экспортного потенциала ядерной технологии.

ВЫВОДЫ

Показано, что в расчёте на один термоядерный нейтрон в Th-бланкете ГТР будет больше, чем в урановом бланкете, выход нуклидов, определяющих стабилизированные размножающие свойства топлива и его защищённость от несанкционированного переключения.

Расчётные исследования показали, что ячейка легководного реактора с топливом из Th-бланкета ГТР характеризуется глубоким (30% т.а.) и сверхглубоким (60% т.а.) выгоранием, а эффекты реактивности лишь незначительно уступают соответствующим характеристикам ячейки на традиционном оксидном топливе. Рассмотренные вопросы обеспечения глубокого выгорания (распухание топлива, выход газообразных продуктов деления, воздействие нейтронного поля на конструкционный материал) позволяют рассчитывать на возможность его технического осуществления. Наличие в урановом топливе ^{232}U является существенным фактором его защиты от несанкционированного использования.

Предложенное развитие концепции международного замкнутого ядерного топливного цикла с включением в неё ГТР с ториевым бланкетом позволит использовать весь потенциал как урана (уже имеющегося в нашем распоряжении), так и тория. Такая мировая ЯЭ будет иметь гибкую и перестраиваемую под нужды потребителя структуру с щадящими требованиями по топливоиспользованию в энергетических ядерных реакторах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1 Куликов Е.Г., Куликов Г.Г., Крючков Э.Ф., Шмелев А.Н. Повышение глубины выгорания топлива легководных реакторов при введении в его состав протактиния-231. — Ядерная физика и инжиниринг, 2013, т. 4, № 4, с. 291—299.
- 2 Шмелев А.Н. О потенциальной роли УТС в решении проблемы обезвреживания РАО и в формировании защищенных топливных циклов с повышенной глубиной выгорания. — Известия вузов. Сер. Ядерная энергетика, 1997, т. 4, № 4, с. 53—59.

3. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Крючков Э.Ф., Апсэ В.А. Управляемый термоядерный синтез: потенциальная роль в объединенном (Th—U—Pu) ядерном топливном цикле. — Ядерная физика и инжиниринг, 2011, т. 2, № 2, с. 101—111.
4. Кутеев Б.В., Хрипунов В.И. Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2009, вып. 1, с. 3—29.
5. Janis 4. Java-based Nuclear Data Information System [Электронный ресурс]. Режим доступа: <http://www.oecd-neo.org/janis/>, свободный.
6. Shief H.E.J. et al. Measurements of the Reaction Rate Distributions Produced in a Large Thorium Cylinder by a Central Source of DT Neutrons. AWRE 20/77, 1977, Atomic Energy Authority, United Kingdom.
7. Krumbein A., Lemanska M., Segev M., Wagschal J.J., Yaari A. Reaction rate calculations in uranium and thorium blankets surrounding a central deuterium-tritium neutron source. — Nuclear Technology, 1980, vol. 48, p. 110—116.
8. Weale J.W., Goodfellow H., McTaggart M.H., Mullender M.L. Measurements of reaction rate distribution produced by a source of 14-MeV neutrons at the center of a uranium metal pile. — Reactor Science and Technology (J. of Nuclear Energy, Parts A and B), 1961, vol. 14, p. 91—99.
9. Haight R.C., Lee J.D., Maniscalco J.A. Reaction Rates in a uranium pile surrounding a 14 MeV neutron source: calculations of the weale experiment. — Nuclear Science and Engineering, 1976, vol. 61, p. 53—59.
10. Schultz K.R. A review of hybrid reactor fuel cycle considerations. — В сб.: Труды II Советско-Американского семинара «Синтез-деление», 14 марта — 1 апреля 1977 г. — М.: Атомиздат, 1978, с. 77—93.
11. Марин С.В., Шаталов Г.Е. Изотопный состав топлива в blanketе гибридного термоядерного реактора с ториевым циклом. — Атомная энергия, 1984, т. 56, № 5, с. 289—291.
12. Адамов Е.О., Джалалян А.В., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. — Атомная энергия, 2012, т. 112, вып. 6, с. 319—331.
13. Kulikov G., Shmelev A., Kulikov E., Apse V. Neutron-physical peculiarities of nuclide chains for actinide isotopes, and proliferation protection of fissionable isotopes. — In: Proc. of the 12th Intern. Conf. on Emerging Nuclear Energy Systems (ICENES-2005). Brussels, Belgium, 2005, on CD-ROM, paper 076.
14. SCALE: a Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses of Licensing Evaluation, 1997. NUREG/CR-0200, ORNL/NUREG/CSD-2/RS, Oak Ridge, USA.
15. 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, 1976. ORNL/TM-3706, Oak Ridge, USA.
16. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г. О нейтронно-физических особенностях модифицированных (денатурированных) топливных циклов. — Известия вузов. Сер. Ядерная энергетика, 1997, т. 6, с. 42—48.
17. Shmelev A., Saito M., Artisyuk V. Multi-component self-consistent nuclear energy system: on proliferation resistant aspect. — In: Proc. Second Annual JNC Intern. Forum Peaceful Use of Nuclear Energy. Tokyo, Japan, February 21—22, 2000, p. 87—95.
18. Katz J., Seaborg G., Morss L. The chemistry of the Actinide elements. Vol. 1 of 3. — London, New York: Channan and Hall, 1991.
19. The Generation IV International Forum [Electronic resource]. Regime of access: <http://www.gen-4.org>, free.
20. Ivanov V.B., Mayorshin A.A., Skiba O.V. et al. The utilization of plutonium in nuclear reactors on the basis of technologies developed in SSC RIAR. — In: Proc. Intern. Conf. Future Nuclear Systems GLOBAL-97. Yokohama, Japan, October 5—10, 1997, vol. 2, p. 1093—1098.
21. De Volpi A. Denaturing fissile materials. — Progress in Nuclear Energy, 1982, vol. 10, № 2, p. 161—220.
22. Mark J.C. Explosive properties of reactor-grade plutonium. — Science & Global Security, 1993, vol. 4, p. 111—128.
23. Gorbachev V.M., Zamyatin Yu.S., Lbov A.A. Interaction of Radiation with Nuclei of Heavy Elements and Fission of Nuclei. Handbook. — М.: Атомиздат, 1976. 462 p.
24. Yang M.S., Kim B.O., Song K.W. et al. Characteristics of DUPIC fuel fabrication technology. — In: Proc. Intern. Conf. Future Nuclear Systems GLOBAL-97. Yokohama, Japan, October 5—10, 1997, p. 535—537.
25. Ядерная энергетика. Проблемы. Решения. Под ред. М.Н. Стриханова. Ч. 2. Министерство образования и науки РФ, НИЯУ «МИФИ». — М., 2011.
26. Carelli M.D., Paramonov D.V., Lombardy C.V. et al. IRIS, International new generation reactor. — In: Proc. Eighth Intern. Conf. Nuclear Engineering ICONE-8. Baltimore, MD, USA, April 2—6, 2000, ICON-8447.
27. Krakowski R.A., Davidson J.W., Bathke C.G., Arthur E.D., Jr. Wagner R.L. — In: Nuclear Energy and Materials in the 21st Century. IAEA Intern. Symposium Nuclear Fuel Cycle and Reactor Strategies: Adjusting to New Realities. Vienna, 1997, IAEA-SM-346/101.
28. Cunningham P.T., Arthur E.D., Wagner R.L., Jr. Hanson E.M. Strategies and technologies for nuclear materials stewardship. — In: Proc. Intern. Conf. Future Nuclear Systems GLOBAL'97. Yokohama, Japan, October 5—10, 1997, vol. 1, p. 720—725.
29. Шмелев А.Н., Тихомиров Г.В., Куликов Г.Г. и др. О концепции международных ядерно-технологических центров по утилизации плутония. — Известия вузов, 1998, т. 4, с. 81—92.
30. Смирнов А.Ю., Апсэ В.А., Борисевич В.Д. и др. Введение регенерированного урана в состав топлива легководных реакторов как способ защиты от распространения. — Известия вузов. Сер. Ядерная энергетика, 2011, т. 4, с. 3—13.
31. Алексеев П.Н., Иванов Е.А., Невиница В.А., Пономарев-Степной Н.Н., Румянцев А.Н., Шмелев В.М. Повышение защищенности экспортных поставок топлива легководных реакторов при использовании регенерированного урана. — Известия вузов. Сер. Ядерная энергетика, 2007, т. 3, № 2, с. 3—9.
32. Физические величины. Справочник. Под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. — М.: Энергоатомиздат, 1991, с. 1232.

33. **Shmelev A., Artisyuk V., Suzuki M., Saito M., Fujii-e Y.** A possible contribution of various neutron sources (fission, spallation, fusion) in excess neutron generation for SCNES. — In: Proc. Eighth Intern. Conf. ICENES'96. Obninsk, Russia, June 24—28, 1996, p. 110—120.
34. **Saito M., Shmelev A., Artisyuk V., Suzuki M., Korovin Yu., Fujii-e Y.** Contribution of external neutron sources in excess neutron generation in SCNES. — In: Proc. Second Intern. Symposium GENES-2. Tsuruga, Japan, 29 October — 1 November, 1996, p. 697—706.
35. **Artisyuk V., Shmelev A., Suzuki M., Saito M., Fujii-e Y.** Potential of neutron excess generation by DD-fusion in SCNES. — In: Proc. Second Intern. Symposium GENES-2. Tsuruga, Japan, 29 October — 1 November, 1996, p. 721—728.



Анатолий Николаевич Шмелев, профессор, д. техн. н.; НИЯУ «МИФИ», Каширское шоссе 31, 155409 Москва, Россия
shmelan@mail.ru



Геннадий Генрихович Куликов, с.н.с., к.ф.-м.н.; НИЯУ «МИФИ», Каширское шоссе 31, 155409 Москва, Россия
ggkulikov@mephi.ru



Валерий Александрович Курнаев, заведующий кафедрой «Физики плазмы», профессор, д.ф.-м.н.; НИЯУ «МИФИ», Каширское шоссе 31, 155409 Москва, Россия
kurnayev@yandex.ru



Гаяр Харисович Салахутдинов, профессор, д.ф.-м.н.; НИЯУ «МИФИ», Каширское шоссе 31, 155409 Москва, Россия
saip07@mail.ru



Евгений Геннадьевич Куликов, старший преподаватель, к. техн. н.; НИЯУ «МИФИ», Каширское шоссе 31, 155409 Москва, Россия
egkulikov@mephi.ru



Владимир Александрович Апсэ, заведующий Научно-исследовательским сектором, к. техн. н.; НИЯУ «МИФИ», Каширское шоссе 31, 155409 Москва, Россия
apseva@mail.ru

Статья поступила в редакцию 4 марта 2014 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2014, т. 37, вып. 2, с. 3—16.